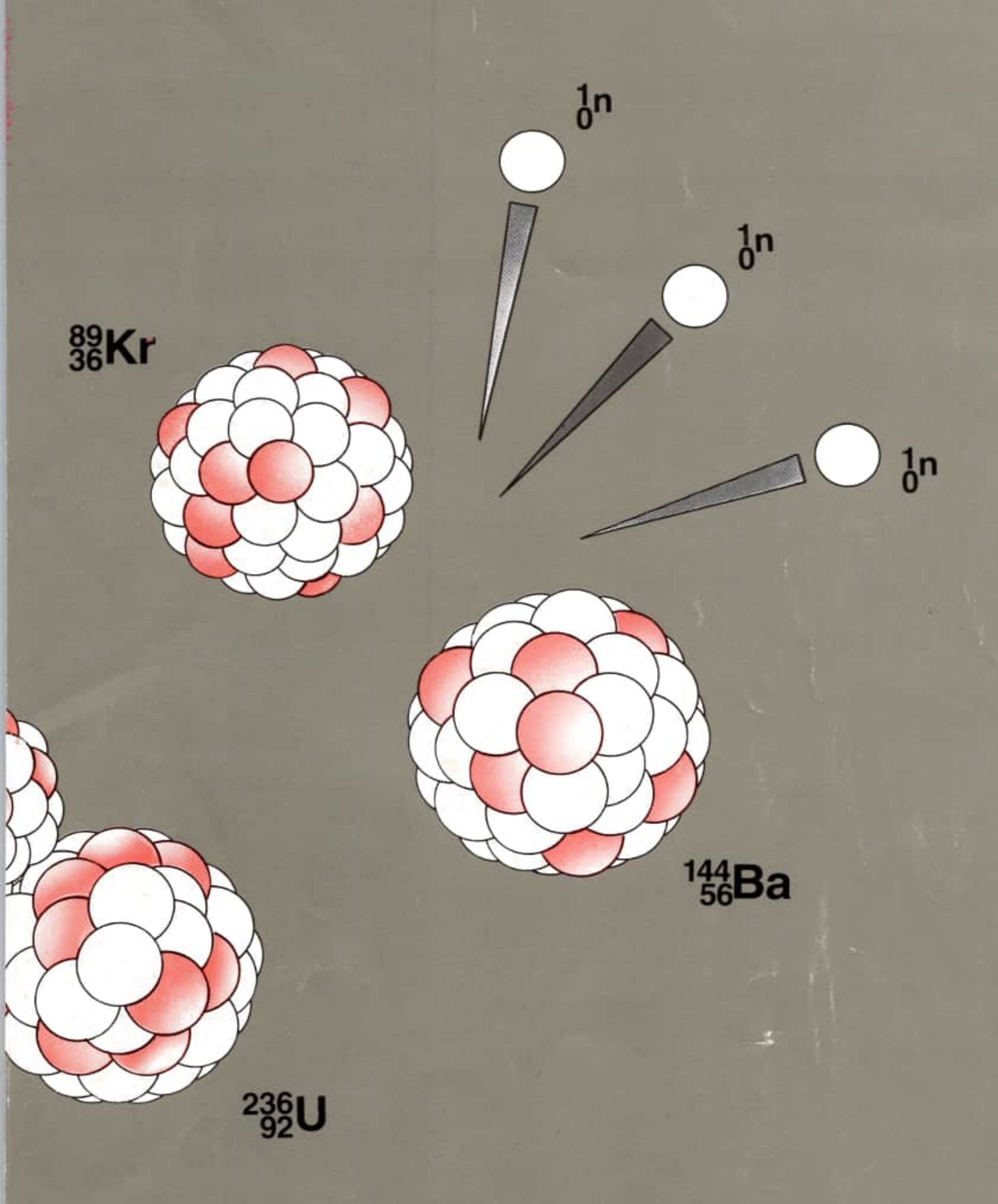
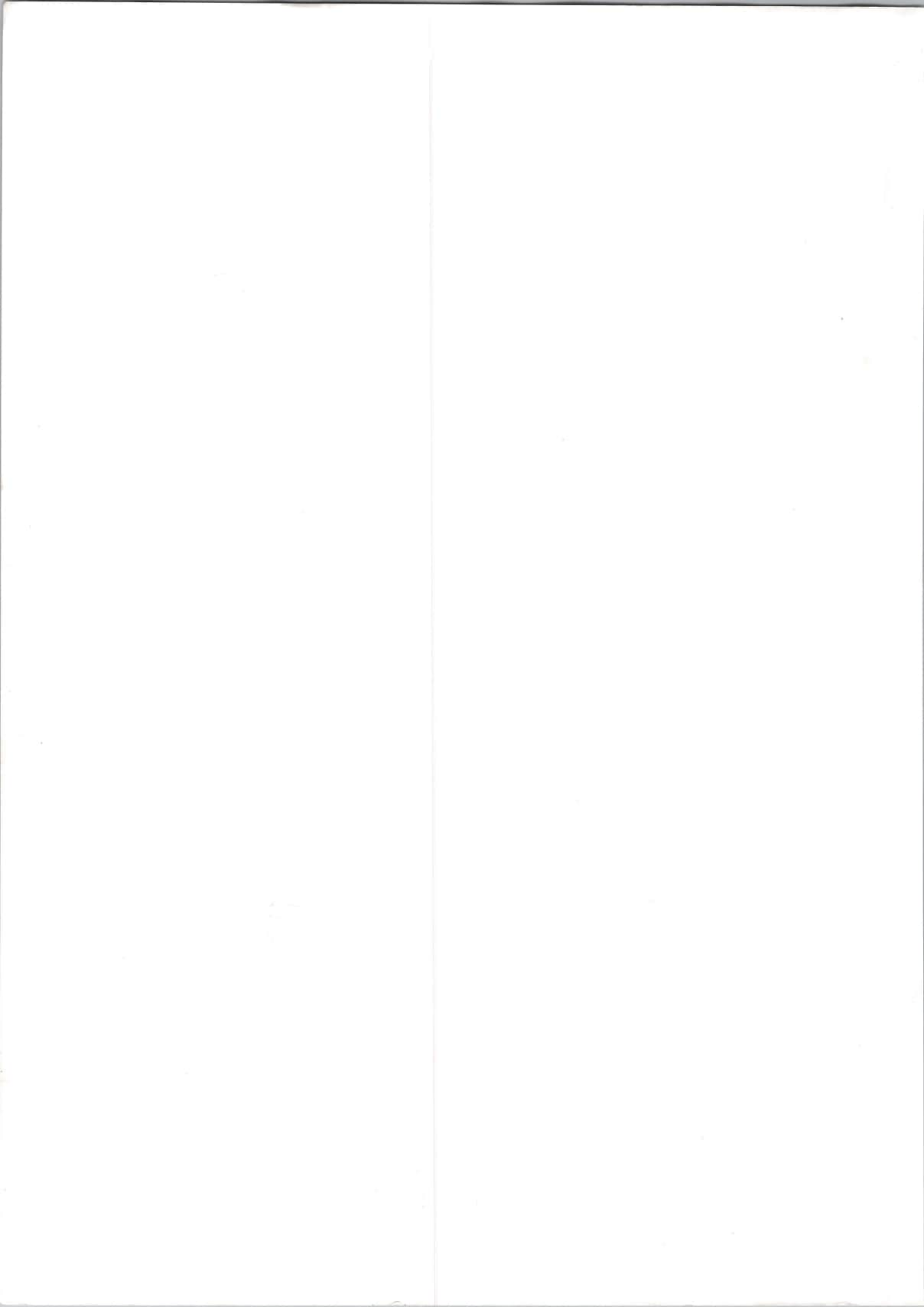
KERNENERGIE BASISWISSEN



Die wichtigsten Erkenntnisse aus Kernphysik und Kerntechnik

Martin Volkmer



Basiswissen zum Thema Kernenergie

von Martin Volkmer

Die wichtigsten Erkenntnisse aus Kernphysik und Kerntechnik

© 2000
HAMBURGISCHE ELECTRICITÄTS-WERKE
AKTIENGESELLSCHAFT
Schulinformation

Alle Rechte vorbehalten.
Darf für Unterrichtszwecke vervielfältigt werden.

Neu überarbeitete Ausgabe 1994
Unveränderter Nachdruck 50 Tsd.
(Gesamtauflage 1,31 Mio.)

ISBN 3-925986-09-X

Berater:
Dipl.-Phys. Winfried Koelzer, KfK
Dr. rer. nat. Jörg Ernst, HEW
Dr.-Ing. Martin Ketteler, HEW
Dr. rer. nat. Holger Rösler, HEW
Stud. Dir. Erhard Meyer, IfL Hamburg
Erhard Marhenke, Hamburg

Redaktion:
Norbert Krause, HEW
Dipl.-Ing. Holger Todt, HEW

Herausgeber:

Informationskreis Kernenergie Heussallee 10, 53113 Bonn, Tel. 0228/507-226

Inhalt

Allgemeine Hinweise:

- Die Äquivalentdosiswerte sind durchgängig in Sievert angegeben. Um andererseits die Verbindung zur älteren Literatur leichter zu ermöglichen, finden sich in Klammern oder einer gesonderten Spalte auch die entsprechenden Angaben in Rem.
- Bei der Übernahme der Aktivitäts- und Äquivalentdosiswerte aus älteren Literaturquellen wurden bei der Umrechnung von Curie in Becquerel und von Rem in Sievert die Werte nicht gerundet, um eine Überprüfung anhand der Quellen leichter zu ermöglichen.
- Das Wort Bundesrepublik Deutschland wird im Sinne des bis zum 3.10.1990 bestandenen Staates (westliche zehn Bundesländer) verwendet.

1 Das Atom

1.1 Die chemischen Elemente und ihre kleinsten Teilchen

Man kennt zur Zeit 109 chemische Elemente (Tab.1.1.1). Davon kommen 91 in der Natur vor, die übrigen sind ausschließlich künstlich erzeugt worden.

In der Erdkruste einschließlich Wasser und Luft sind Sauerstoff (49,2%), Silicium (25,7%) und Aluminium (7,5%) die häufigsten Elemente. Der Mensch besteht im wesentlichen aus Sauerstoff (65%), Kohlenstoff (18%) und Wasserstoff (10%) (Angaben in Gewichtsprozent).

Die kleinsten Teilchen der chemischen Elemente werden Atome genannt. Die kleinsten Teilchen des Wasserstoffs, Kohlenstoffs oder Urans, die noch die charakteristischen Eigenschaften dieser Elemente besitzen, nennt man also Wasserstoffatome, Kohlenstoffatome bzw. Uranatome.

Der Durchmesser der Atome beträgt etwa 10^{-10} m = 10^{-7} mm. Erst 10 Millionen Atome aneinandergereiht ergeben etwa 1 mm. Die Atome sind also für das menschliche Auge unsichtbar. Mit speziellen Mikroskopen ist es aber gelungen, sie schemenhaft zu erkennen. In Abb.1.1.1 zeigen die dunklen Flecken die Stellen an, an denen sich die einzelnen Atome eines größeren Moleküls befinden. Über den inneren Aufbau der Atome gibt es keine mikroskopischen Aufnahmen.

Um dennoch eine Vorstellung über den inneren Aufbau zu erhalten, hat man Modelle entwickelt. Es sind anschauliche Bilder, mit denen Beobachtungen und Meßergebnisse in übersichtlicher Weise beschrieben und gedeutet werden. Dabei ist jedoch zu bedenken, daß Modelle immer nur einen Teil der Erfahrungstatsachen beschreiben können.

Nach einem im wesentlichen von Rutherford und Bohr zu Anfang dieses Jahrhunderts entwickelten Modell besteht das Atom aus einem sehr kleinen Kern, in dem fast die gesamte Masse vereinigt ist, und einer Hülle.

Der Kern baut sich aus elektrisch positiv geladenen Protonen (p^+) und elektrisch neutralen Neutronen (n) auf. Sie werden auch als Kernteilchen oder Nukleonen bezeichnet. Die Atome eines jeden Elements haben in ihren Kernen jeweils eine charakteristische Anzahl von Protonen (Tab.1.1.1). Jedes Element wird also durch die Protonenzahl eindeutig bestimmt. Bis zum Element Calcium (20 Protonen) stimmt die Protonenzahl etwa mit der Neutronenzahl überein, von da ab überwiegt die Anzahl der Neutronen.

In der Atomhülle befinden sich in der Regel ebensoviel negativ geladene Elektronen (e^-) wie im Kern Protonen vorhanden sind. Da das Elektron eine negative Elementarladung und das Proton eine positive Elementarladung trägt (kleinere Ladungsmengen sind bisher nicht gefunden worden), gleichen sich die Ladungen aus. Das Atom ist dann nach außen elektrisch neutral.

Verliert ein Atom ein Elektron aus seiner Hülle, überwiegen die positiven Ladungen im Kern (positives Ion). Nimmt ein Atom ein weiteres Elektron in seine Hülle auf, überwiegen die negativen Ladungen (negatives Ion) (Abb.1.1.2).

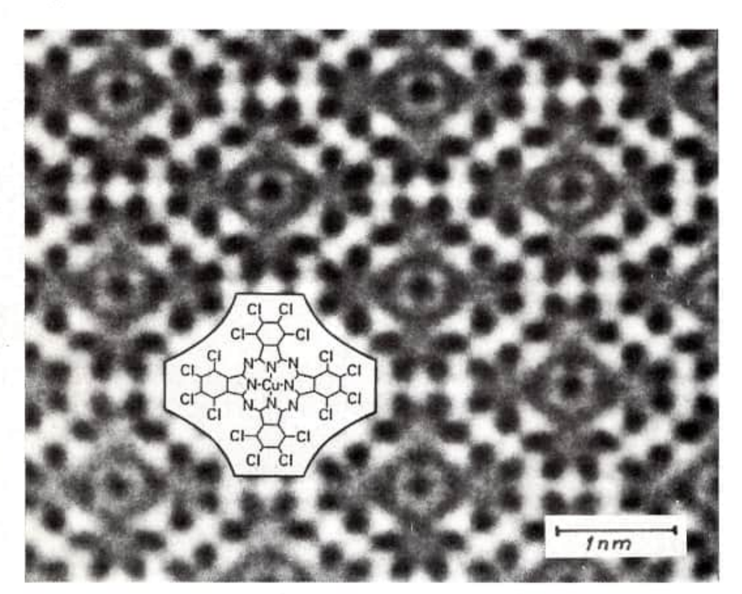


Abb. 1.1.1
Atome in einem Kupfer-Chlor-Phthalocyanin-Kristall (Elektronenmikroskopische Aufnahme) [74, S. 982] 1 nm = 10^{-9} m

Quelle: Bergmann/Schaefer, Lehrbuch der Experimentalphysik Band III, Optik, 8. Auflage, Walter de Gruyter 1987

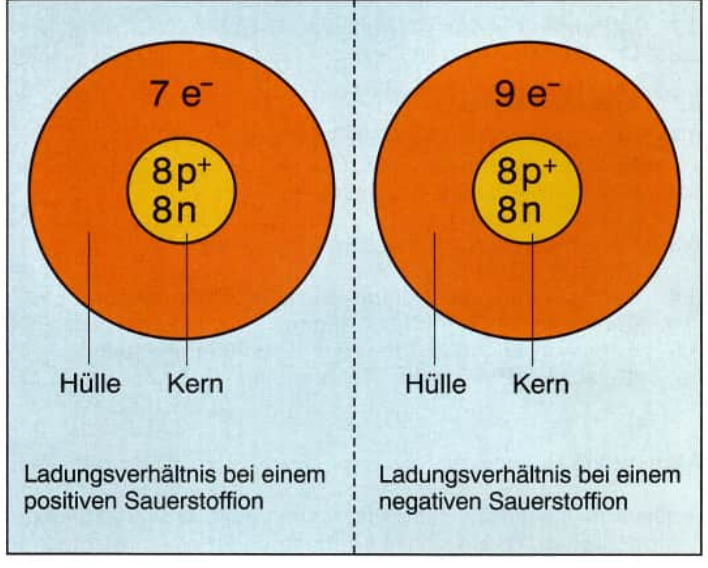


Abb. 1.1.2
Ladungsverhältnisse bei Ionen (Kerne übertrieben groß dargestellt)

Element	Symbol	Ordnungszahl (Kernladungszahl/ Protonenzahl)	Element	Symbol	Ordnungszahl (Kernladungszahl/ Protonenzahl)	Element	Symbol	Ordnungszahl (Kernladungszahl/ Protonenzahl)
Wasserstoff	H	1	Strontium	Sr	38	Rhenium	Re	75
Helium	He	2	Yttrium	Y	39	Osmium	Os	76
Lithium	Li	3	Zirkonium	Zr	40	Iridium	Ir	77
Beryllium	Be	4	Niob	Nb	41	Platin	Pt	78
Bor	B	5	Molybdän	Mo	42	Gold	Au	79
Kohlenstoff	C	6	Technetium	Tc	43*	Quecksilber	Hg	80
Stickstoff	N	7	Ruthenium	Ru	44	Thallium	Tl	81
Sauerstoff	O	8	Rhodium	Rh	45	Blei	Pb	82
Fluor	F	9	Palladium	Pd	46	Wismut	Bi	83
Neon	Ne	10	Silber	Ag	47	Polonium	Po	84
Natrium	Na	11	Cadmium	Cd	48	Astat	At	85
Magnesium	Mg	12	Indium	In	49	Radon	Rn	86
Aluminium	Al	13	Zinn	Sn	50	Francium	Fr	87
Silicium	Si	14	Antimon	Sb	51	Radium	Ra	88
Phosphor	P	15	Tellur	Te	52	Actinium	Ac	89
Schwefel	S	16	Iod	I	53	Thorium	Th	90
Chlor	Cl	17	Xenon	Xe	54	Protactinium	Pa	91
Argon	Ar	18	Cäsium	Cs	55	Uran	U	92
Kalium	K	19	Barium	Ba	56	Neptunium	Np	93*
Calcium	Ca	20	Lanthan	La	57	Plutonium	Pu	94
Scandium	Sc	21	Cer	Ce	58	Americium	Am	95*
Titan	Ti	22	Praseodym	Pr	59	Curium	Cm	96*
Vanadium	V	23	Neodym	Nd	60	Berkelium	Bk	97*
Chrom	Cr	24	Promethium	Pm	61*	Californium	Cf	98*
Mangan	Mn	25	Samarium	Sm	62	Einsteinium	Es	99*
Eisen	Fe	26	Europium	Eu	63	Fermium	Fm	100*
Kobalt	Co	27	Gadolinium	Gd	64	Mendelevium	Md	101*
Nickel	Ni	28	Terbium	Tb	65	Nobelium	No	102*
Kupfer	Cu	29	Dysprosium	Dy	66	Lawrencium	Lw	103*
Zink	Zn	30	Holmium	Ho	67	Kurtschatowium	Ku	104*
Gallium	Ga	31	Erbium	Er	68	Hahnium (vorgeschl.)	Ha	105*
Germanium	Ge	32	Thulium	Tm	69			
Arsen	As	33	Ytterbium	Yb	70	Noch ohne Namen		106*
Selen	Se	34	Lutetium	Lu	71	Noch ohne Namen		107*
Brom	Br	35	Hafnium	Hf	72	Noch ohne Namen		108*
Krypton	Kr	36	Tantal	Ta	73	Noch ohne Namen		109*
Rubidium	Rb	37	Wolfram	W	74	* Elemente, die ausschließlich künstlich erzeugt worden sind.		

Tabelle 1.1.1 Tabelle der chemischen Elemente, nach der Kernladungszahl (Protonenzahl) geordnet.

1.2 Aufbau der Atomhülle und des Atomkerns

Die in einem Kern vorhandenen Protonen müßten sich eigentlich aufgrund ihrer positiven Ladungen gegenseitig abstoßen und dadurch den Kern zum Zerplatzen bringen. Da aber stabile Atomkerne mit z. T. recht vielen Protonen existieren, kann daraus geschlossen werden, daß es andere Kräfte geben muß, die die Kernteilchen aneinander binden. Diese anziehenden Kernkräfte sind stärker als die im Kern wirkenden abstoßenden elektrischen Kräfte.

In der Atomhülle befinden sich negativ geladene Elektronen. Elektronen und Protonen müßten sich aufgrund ihrer unterschiedlichen elektrischen Ladungen anziehen, die Hüllelektronen also auf den Kern fallen. Da das aber nicht eintritt, ist anzunehmen, daß auch hier andere Kräfte wirksam sind. Sie sorgen dafür, daß Kern und Hülle nicht aufeinanderfallen.

Um ein Elektron aus der Atomhülle abzutrennen, benötigt man Energie. Dabei zeigt sich, daß für die einzelnen Elektronen einer Hülle unterschiedlich viel Energie aufgewendet werden muß. Die Elektronen sind also unterschiedlich fest an den Kern gebunden bzw. sie besitzen gegenüber dem Atomkern unterschiedliche Energie. Diese Energiewerte der Elektronen unterscheiden sich aber nicht kontinuierlich, sondern stufenartig voneinander (Energiestufen). Um diese Tatsache im Modell zu veranschaulichen, weist man den einzelnen Elektronen bestimmte Bahnen bzw. Schalen zu, die um den Kern angeordnet sind (K-, L-, M-, N-, O-, P- und Q-Schale, am Kern beginnend) (Abb.1.2.1).

Elektronen mit geringerer Energie und damit festerer Bindung an den Kern werden auf kernnahen Bahnen oder Schalen gezeichnet, Elektronen mit größerer Energie und damit weniger fester Bindung an den Kern auf kernferneren Bahnen oder Schalen. Diese Bahnen oder Schalen existieren nicht wirklich. Es sind lediglich Hilfsvorstellungen zur Veranschaulichung der unterschiedlichen Energiestufen.

Das Größenverhältnis von Atomhülle zu Atomkern ist bemerkenswert. Der Durchmesser der Hülle beträgt etwa 10^{-10} m, der Durchmesser des Kerns etwa 10^{-14} m. Der Kern ist also etwa 10 000 mal kleiner als die Hülle. Zur Veranschaulichung dieses Verhältnisses kann man das Atom in Gedanken auf das 10^{12} fache vergrößern. Die Hülle hätte dann einen Durchmesser von 100 m, der Kern wäre aber nur 1 cm groß (Abb.1.2.2).

Proton und Neutron haben fast die gleiche Masse. Die Masse des Elektrons beträgt aber nur 1/1836 der Masse des Protons. Das ist ein so geringer Betrag, daß man ihn bei Betrachtung der Atommassen vernachlässigen kann. Praktisch ist die gesamte Masse eines Atoms in seinem Kern vereinigt (Tab.1.2.1).

Da fast die gesamte Masse eines Atoms in seinem Kern vereinigt ist, besteht die Materie also überwiegend aus fast leerem Raum. Selbst bei festen Körpern ist nur ein verschwindend kleiner Volumenanteil von Materie erfüllt.

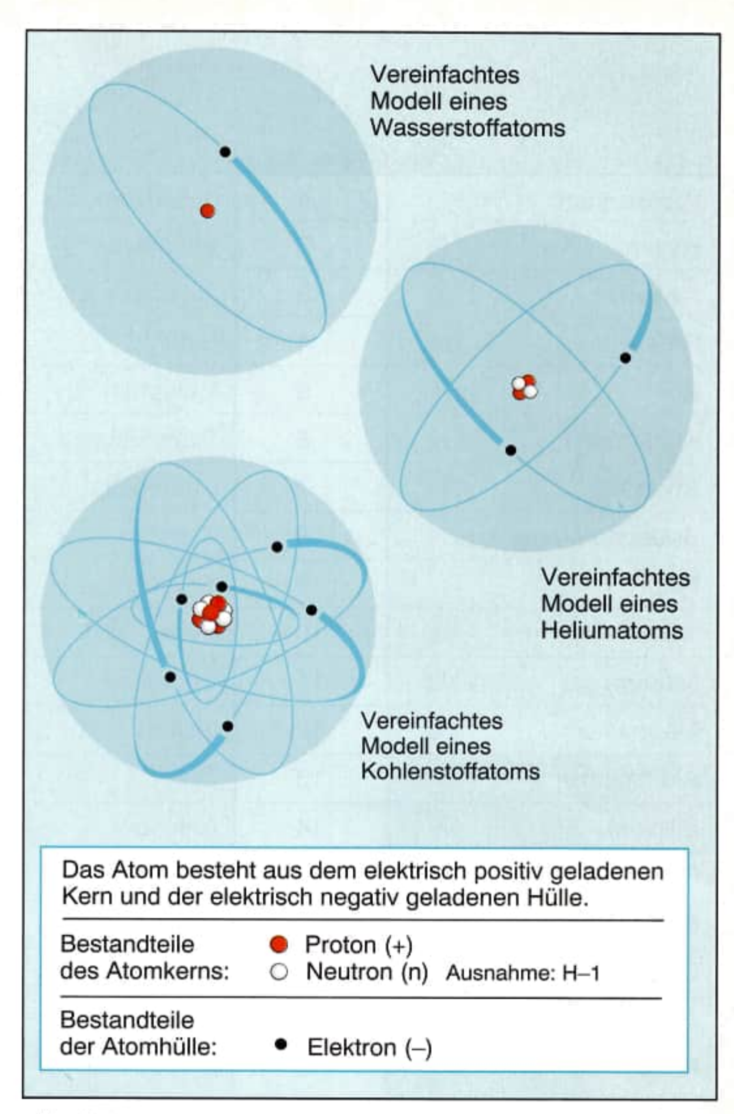


Abb. 1.2.1
Atome in vereinfachter Modelldarstellung
(Bei H und He: Elektronen auf der K-Schale; bei C: Elektronen auf der K- und der L-Schale.)

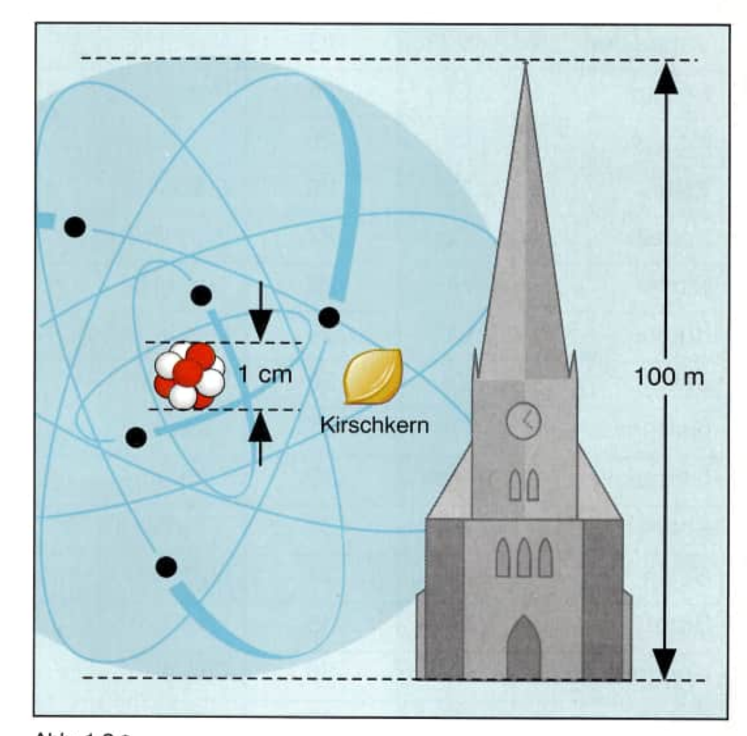


Abb. 1.2.2
Größenverhältnis in einem Atom
(Atomhülle zu Atomkern wie Kirchturm zu Kirschkern.)

Wenn man die Atome eines großen Ozeandampfers in Gedanken so zusammenpreßt, daß sich die Elektronen dicht an den Atomkernen befinden, erhielte man nur eine winzige Menge an Materie in der Größe eines Stecknadelkopfes. Die Masse des Ozeandampfers würde aber erhalten bleiben, und man könnte einen solchen Stecknadelkopf natürlich nicht heben.

Die Massen von Proton und Neutron liegen im Bereich von 10^{-27} kg. Da das Rechnen mit so kleinen Werten ungünstig ist, gibt man zur Beschreibung der Masse eines Atomkerns lediglich an, wieviel Protonen und Neutronen er enthält. Das ist seine Massenzahl.

Neben der Masse ist die elektrische Ladung die zweite wichtige Eigenschaft des Atomkerns. Jedes Proton besitzt die kleinste bisher nachgewiesene positive Ladungsmenge, die deshalb auch Elementarladung genannt wird. Die Anzahl der Protonen ist also gleich der Anzahl der Elementarladungen. Das wird durch die Kernladungszahl beschrieben. Sie entspricht der Ordnungszahl der chemischen Elemente.

Zur Kennzeichnung des Kernaufbaus wird die Massenzahl (Anzahl der Protonen und Neutronen) oben links, die Kernladungszahl (Anzahl der Protonen) unten links neben das chemische Symbol gesetzt (Tab.1.2.2) (Abb.1.2.3).

Für die Elementarteilchen gilt:

$^{1}_{1}p$	$^{1}_{0}n$	$^{0}_{-1}e$
Proton	Neutron	Elektron

Eine Atomart, die durch Protonenzahl und Neutronenzahl charakterisiert ist, wird als Nuklid bezeichnet.

Beispiele:

$^{4}_{2}He$	$^{12}_{6}C$	$^{235}_{92}U$
Kern eines Heliumatoms	Kern eines Kohlenstoffatoms	Kern eines Uranatoms
Massenzahl: 4 Kernladungszahl: 2	Massenzahl: 12 Kernladungszahl: 6	Massenzahl: 235 Kernladungszahl: 92

Tabelle 1.2.2
Kennzeichnung des Kernaufbaus

Die Atome eines Elements können bei gleicher Protonenzahl eine unterschiedliche Neutronenzahl besitzen. Solche Atome mit gleicher Kernladungszahl (Ordnungszahl), aber mit unterschiedlicher Massenzahl, bezeichnet man als Isotope. Sie unterscheiden sich nicht in ihren chemischen, wohl aber in ihren kernphysikalischen Eigenschaften.

Da es von jedem der 109 Elemente zahlreiche Isotope gibt, existieren insgesamt 2 500 Nuklide. Davon sind 249 stabil, alle anderen zerfallen spontan, d. h. sie sind radioaktiv. Man nennt sie deshalb Radionuklide (vgl. 2.1).

Proton, Neutron und Elektron gehören zu den Elementarteilchen, von denen man heute über 300 kennt. Es sind kleinste Teilchen, aus denen sich die Materie aufbaut oder die beim radioaktiven Zerfall entstehen, bei der kosmischen Strahlung auftreten bzw. durch Kernreaktionen künstlich erzeugt werden können. Elementarteilchen stellen keine unwandelbaren Gebilde dar, sondern können auf verschiedene Weise umgewandelt, erzeugt und vernichtet werden.

Elementar-teilchen	Masse (Ruhmasse) in kg	Masse (Ruhmasse) in Elektronenmassen	Ladung in Coulomb*)	Ladung in Elementarladungen
Elektron	$9{,}1091 \cdot 10^{-31}$	1	$1{,}6021 \cdot 10^{-19}$	–1
Proton	$1{,}67265 \cdot 10^{-27}$	1836,10	$1{,}6021 \cdot 10^{-19}$	+1
Neutron	$1{,}67495 \cdot 10^{-27}$	1838,62	0	0

Tabelle 1.2.1
Masse und elektrische Ladung der drei wichtigsten Elementarteilchen [27, S. 48]

*) 1 C = 1 A • 1 s

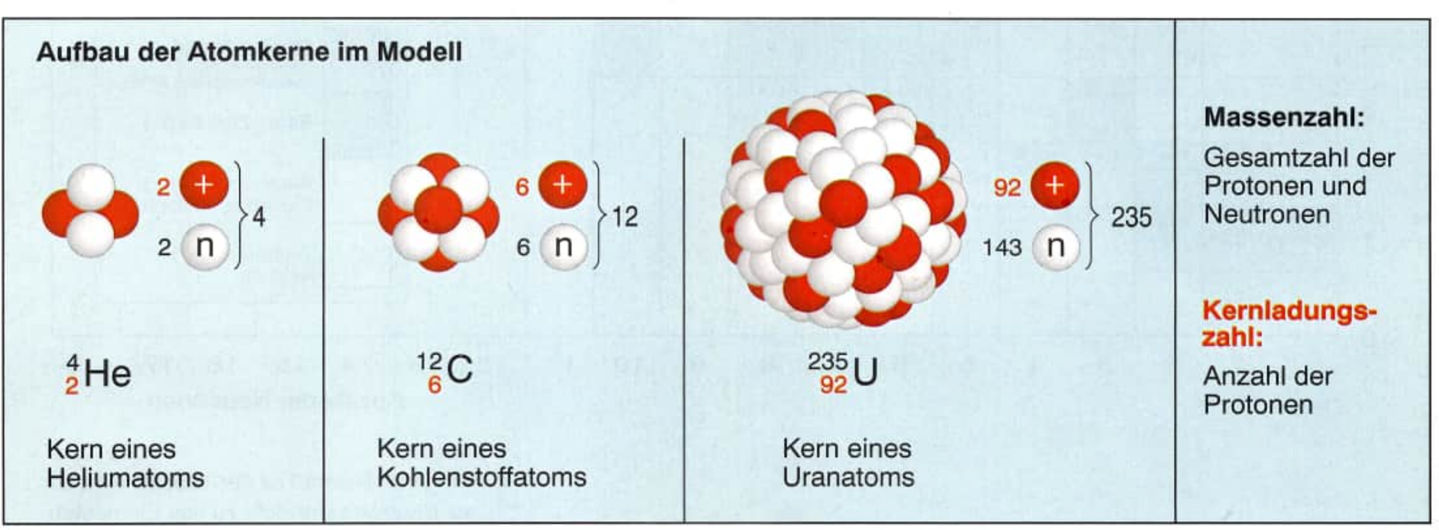


Abb. 1.2.3
Atomkerne im Modell

Im natürlichen Wasserstoff treten drei Isotope auf (Abb. 1.2.4.):

99,985 %	$^{1}_{1}H$	Der Kern besteht aus einem Proton ($^{1}_{1}p$).
0,015 %	$^{2}_{1}H = D$	Schwerer Wasserstoff oder Deuterium (D). Der Kern besteht aus einem Proton und einem Neutron; er wird auch Deuteron genannt.
Kleinste Mengen	$^{3}_{1}H = T$	Überschwerer Wasserstoff oder Tritium (T). Der Kern besteht aus einem Proton und zwei Neutronen und heißt Triton. Tritium wird in den oberen Schichten der Atmosphäre durch die kosmische Strahlung ständig neu gebildet und entsteht auch in Kernkraftwerken. Tritium ist radioaktiv.

Ein Wassermolekül, das z.B. die Wasserstoffisotope H–1 und H–3 (T) enthält, wird deshalb HTO abgekürzt. Enthält das Molekül nur das Isotop H–2, kürzt man es D_2O ab.

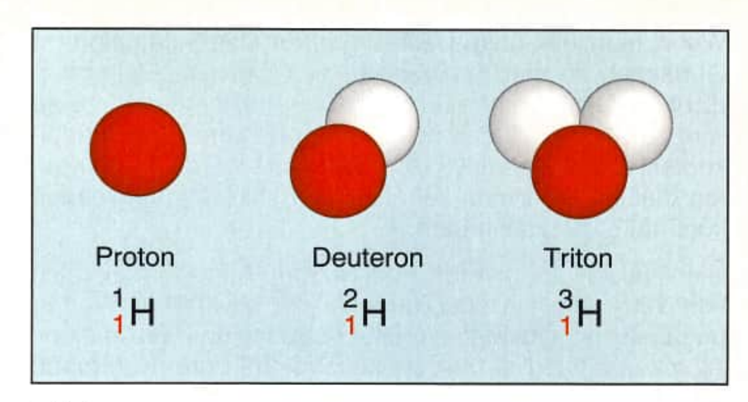


Abb. 1.2.4
Die Kerne der Wasserstoffisotope

Tabelle 1.2.3 gibt für die ersten zehn Elemente des Periodensystems die Isotope an.

Da die Kernladungszahl für jedes Element festliegt, die Massenzahl aber verschieden sein kann, wird bei einer abgekürzten Schreibweise lediglich die Massenzahl rechts neben den Namen oder das Symbol des betreffenden Elements geschrieben, z. B.:

H–3, He–4, C–12, U–235, U–238.

Anzahl der Protonen ↑ / Anzahl der Neutronen →		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	
10							Ne-16	Ne-17 β^+	Ne-18 β^+	Ne-19 β^+	Ne-20 90,51%	Ne-21 0,27 %	Ne-22 9,22 %	Ne-23 β^-	Ne-24 β^-	Ne-25 β^-	Ne-26 β^-	Ne-27 β^-	Ne-28 β^-
9							F-15	F-16	F-17 β^+	F-18 β^+	F-19 100 %	F-20 β^-	F-21 β^-	F-22 β^-	F-23 β^-	F-24 β^-	F-25 β^-	F-26 β^-	
8					O-12	O-13 β^+	O-14 β^+	O-15 β^+	O-16 99,762%	O-17 0,038%	O-18 0,2%	O-19 β^-	O-20 β^-	O-21 β^-	O-22 β^-	O-23 β^-	O-24 β^-		
7						N-12 β^+	N-13 β^+	N-14 99,63%	N-15 0,37%	N-16 β^-	N-17 β^-	N-18 β^-	N-19 β^-	N-20 β^-	N-21 β^-	N-22 β^-			
6			C-8	C-9 β^+	C-10 β^+	C-11 β^+	C-12 98,90%	C-13 1,1%	C-14 β^-	C-15 β^-	C-16 β^-	C-17 β^-	C-18 β^-	C-19 β^-	C-20 β^-				
5			B-7	B-8 β^+	B-9	B-10 20%	B-11 80%	B-12 β^-	B-13 β^-	B-14 β^-	B-15 β^-		B-17 β^-						
4			Be-6	Be-7 ε	Be-8	Be-9 100%	Be-10 β^-	Be-11 β^-	Be-12 β^-		Be-14 β^-								
3			Li-5	Li-6 7,5%	Li-7 92,5%	Li-8 β^-	Li-9 β^-	Li-10	Li-11 β^-										
2		He-3 0,000138 %	He-4 99,999862 %	He-5	He-6 β^-	He-7	He-8 β^-	He-9											
1	H-1 99,985%	H-2 0,015%	H-3 β^-																
0		n-1 β^- **)																	

Erklärung der Farben:
- Stabiles Nuklid (mit Angaben der Isotopenhäufigkeit in der Natur)
- Beta$^-$-Zerfall (β^-)
- Beta$^+$-Zerfall (β^+); Elektroneneinfang (ε)
- Alpha-Zerfall *) (vergl. 2.1)

*) Kommt in diesem Teil der Tabelle nicht vor.
**) Das Neutron zählt nicht zu den Elementen.

Tabelle 1.2.3
Die Isotope der Elemente mit den Kernladungszahlen 1 bis 10 (Radioaktive Isotope siehe 2.1) [61]

1.3 Die Eigenschaften der Kernkräfte

In den Atomkernen werden Protonen und Neutronen auf kleinstem Raum zusammengehalten. Das bewirken sehr starke Kernkräfte, die den abstoßenden Kräften zwischen den positiv geladenen Protonen entgegenwirken.

Die Kernkräfte F_K haben eine sehr geringe Reichweite. Erst wenn die Kernteilchen so dicht beieinander liegen, daß sie sich fast berühren, beginnen die Kräfte zu wirken. Es ist so ähnlich wie bei klebrigen Bonbons, die erst aneinander haften, wenn sie sich berühren. Die elektrischen Kräfte F_{el}, die zwischen den Protonen wirken, haben im Prinzip eine unendliche Reichweite. Ihre Stärke nimmt jedoch mit der Entfernung r gemäß $1/r^2$ ab (Abb.1.3.1).

Wegen der geringen Reichweite werden die Kernkräfte nur zwischen unmittelbar benachbarten Kernteilchen wirksam. Das ist immer nur zwischen einer begrenzten Anzahl von Teilchen der Fall. Besteht ein Atomkern aus nur einigen wenigen Teilchen, ist jedes Teilchen mit jedem anderen in Kontakt, so daß die Kernkräfte wirksam werden können (Abb.1.3.2). Ist die Teilchenzahl aber größer, kann nicht mehr jedes Kernteilchen über Kernkräfte mit jedem anderen in Wechselwirkung treten. Anders ist es aber bei den im Kern auftretenden elektrischen Kräften. Sie stoßen sich alle untereinander ab, auch über die Entfernung vieler Kernteilchen hinweg (Abb.1.3.3).

Eine weitere Eigenschaft der Kernkräfte ist, daß sie zwischen allen Teilchen wirken, unabhängig von ihrer Ladung. Die Kernkräfte haben also gleiche Größe zwischen den Teilchenpaaren Proton - Proton, Proton - Neutron und Neutron - Neutron.

Wie und wodurch die Kernkräfte entstehen, ist noch nicht genau geklärt. Auf der Basis kernphysikalischer Versuchsergebnisse hat man aber ein Modell entwickelt. Dabei stellt man sich vor, daß zwischen benachbarten Kernteilchen sogenannte Mesonen unvorstellbar schnell hin und her ausgetauscht werden und dadurch die Kernkräfte entstehen. Man nennt die Kernkräfte deshalb auch Austauschkräfte. Mesonen sind 1937 erstmals nachgewiesen worden. Es sind sehr kurzlebige Elementarteilchen, die bei Kernprozessen entstehen.

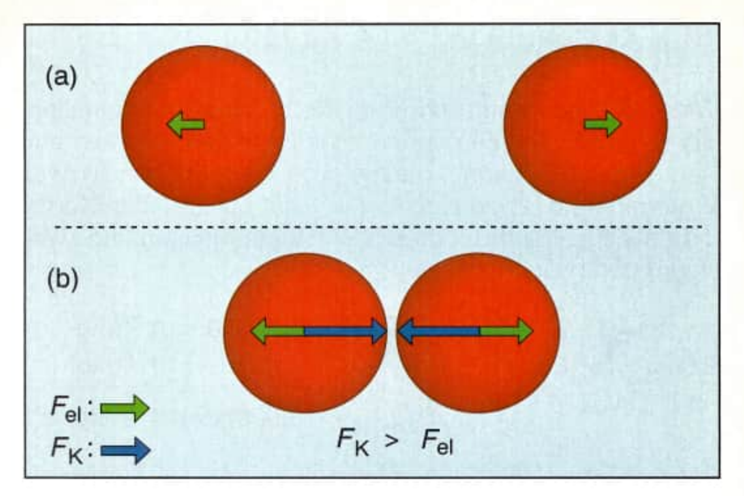


Abb. 1.3.1
Bei größerer Entfernung zwischen zwei Protonen wirken nur die abstoßenden elektrischen Kräfte (a). Bei sehr geringer Entfernung werden die Kernkräfte wirksam. Sie sind stärker als die elektrischen Kräfte (die nun aber wegen des geringen Abstandes größer sind).

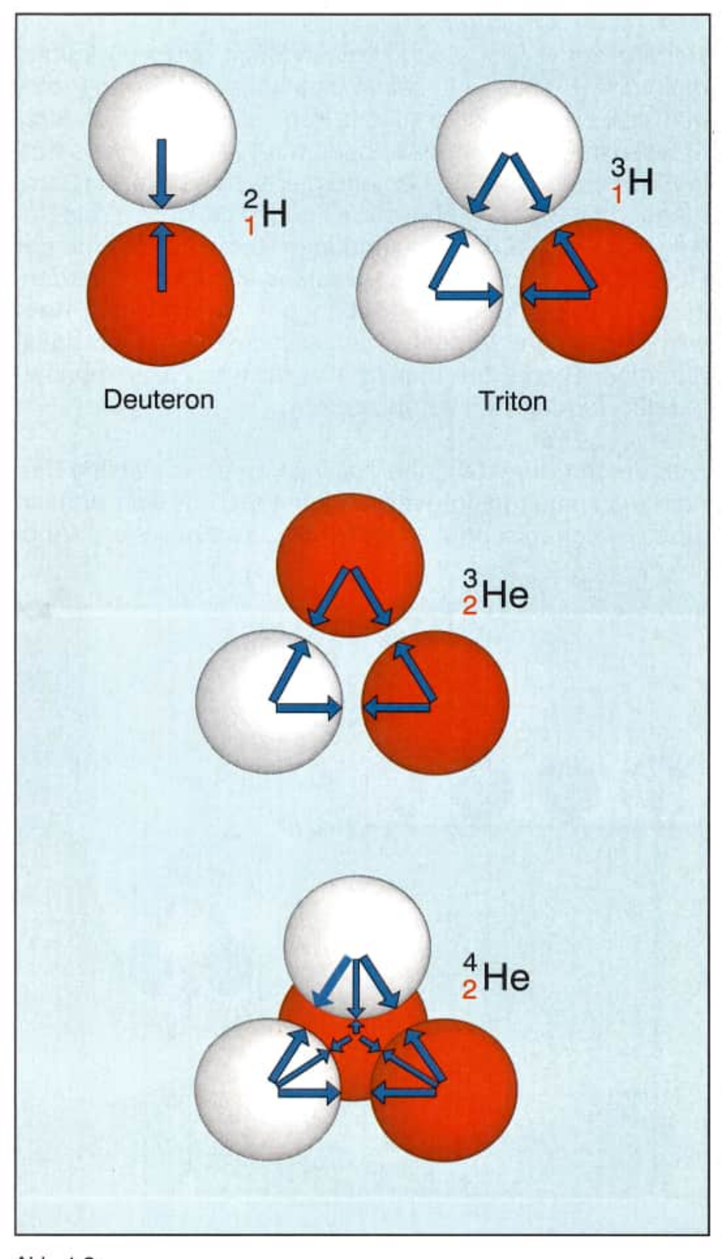


Abb. 1.3.2
Kernkräfte können nur zwischen unmittelbar benachbarten Kernteilchen wirken.

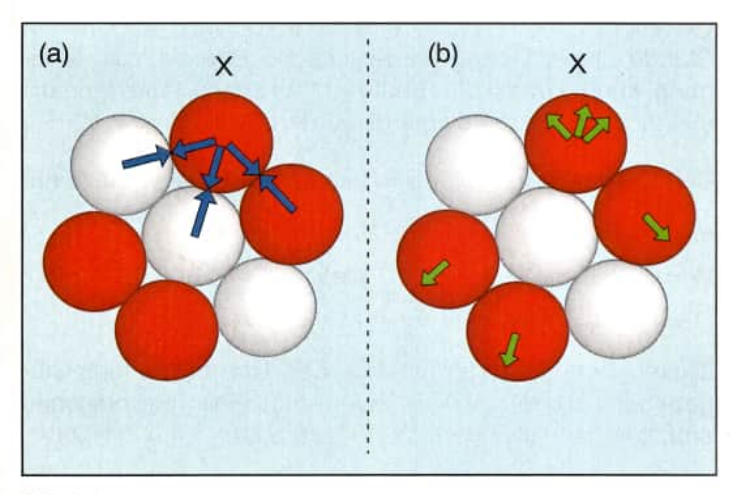


Abb. 1.3.3
Kernkräfte (blauer Pfeil) und elektrische Kräfte (grüner Pfeil) sind nur für das mit (X) bezeichnete Proton angegeben.
(a) „Anziehende" Kernkräfte sind nur zwischen benachbarten Kernteilchen wirksam.
(b) „Abstoßende" elektrische Kräfte wirken auch über größere Entfernungen.

1.4 Massendefekt und Bindungsenergie

Wie stark die Kernteilchen im Kern zusammengehalten werden, läßt sich berechnen. Das ist am einfachsten am Kern des Heliumatoms darzustellen. Er besteht aus zwei Protonen und zwei Neutronen. Die Masse des Kerns müßte sich eigentlich aus zwei Protonenmassen und zwei Neutronenmassen ergeben.

$$2 \cdot m_p = 2 \cdot 1{,}67265 \cdot 10^{-27}\ \text{kg} = 3{,}34530 \cdot 10^{-27}\ \text{kg}$$
$$2 \cdot m_n = 2 \cdot 1{,}67495 \cdot 10^{-27}\ \text{kg} = 3{,}34990 \cdot 10^{-27}\ \text{kg}$$
$$m_{2p+2n} = 6{,}69520 \cdot 10^{-27}\ \text{kg}$$

Sehr genaue Massenbestimmungen des Heliumkerns haben aber ergeben, daß seine Masse aber $m_{He} = 6{,}6448 \cdot 10^{-27}$ kg beträgt [27, S. 57]. Die Masse des Heliumkerns ist also um $0{,}0504 \cdot 10^{-27}$ kg geringer als die Summe der Massen der einzeln existierenden Teilchen. Dieser Verlust macht etwa 0,8 % aus (Abb.1.4.1).

Der Massenverlust (auch Massendefekt genannt) kommt dadurch zustande, daß beim Zusammenschluß von Protonen und Neutronen zu einem Kern ein kleiner Teil ihrer Massen in Energie umgewandelt wird. Diese Energie wird in Form einer unsichtbaren energiereichen Lichtart (Gammaquanten, vgl. 2.1) abgestrahlt und tritt auch z. T. als Bewegungsenergie des entstandenen Kerns auf. Würde der Heliumkern wieder in seine Bestandteile zerlegt werden, müßte genau die verlorengegangene Energie dem Kern wieder zugeführt werden. Der Massenverlust (und damit die abgegebene Energie) ist also für das Zusammenhalten der Kernteilchen verantwortlich.

Daß durch Energieabgabe Teilchen zu einer stabilen Einheit zusammengefügt werden können, läßt sich anhand eines mechanischen Modells veranschaulichen (Abb. 1.4.2).

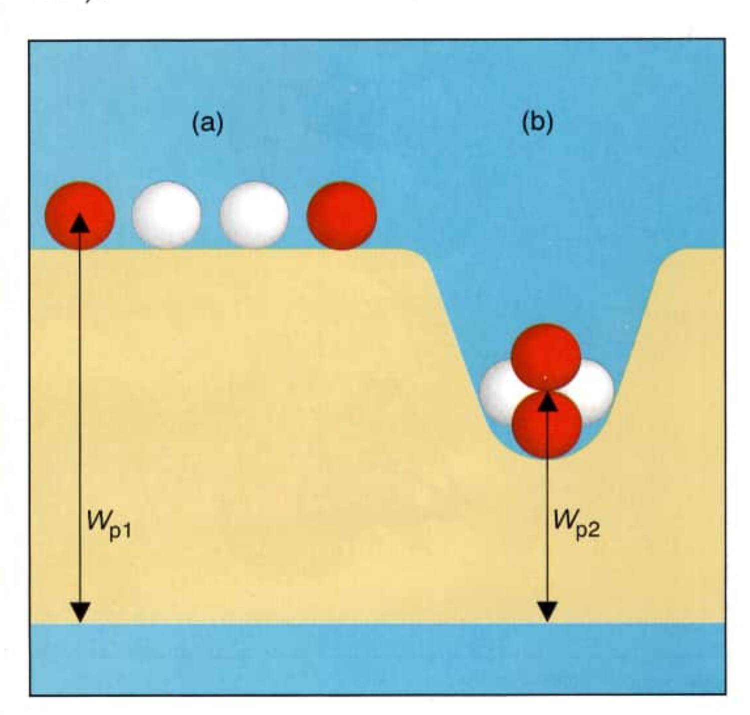


Abb. 1.4.2
Zusammenfügen von Kugeln zu einer stabileren Einheit durch Energieabgabe (Vergleich zur Entstehung eines Atomkerns aus Kernteilchen).

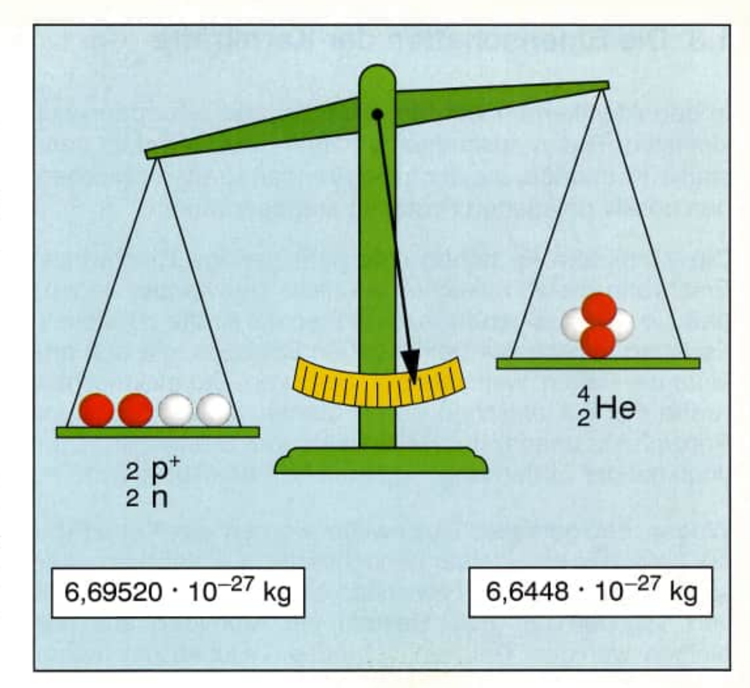


Abb. 1.4.1
Bei der Entstehung eines Atomkerns aus Nukleonen tritt ein Massenverlust auf.

(a) Vier Kugeln liegen getrennt voneinander auf einer Ebene (indifferentes Gleichgewicht). Sie haben gegenüber der unteren Ebene potentielle Energie W_{p1} ("Höhenenergie"). (Die vier Kugeln entsprechen den zwei Protonen und den zwei Neutronen).

(b) Fallen die vier Kugeln anschließend in die Vertiefung, liegen sie dicht beieinander im stabilen Gleichgewicht. Da sie nun gegenüber der ursprünglichen Position niedriger liegen, haben sie potentielle Energie ("Höhenenergie") verloren bzw. abgegeben. (Das entspricht der Energieabgabe beim Auftreten der Kernkräfte).

Wieviel Energie aus einer bestimmten Masse entsteht, kann nach dem von Einstein formulierten Gesetz

$$W = m \cdot c^2$$

berechnet werden (W: Energie; m: Masse; c: Lichtgeschwindigkeit). So ergeben 1 kg Masse, die völlig in Energie umgewandelt werden, eine Energie von $W = 9 \cdot 10^{16}$ J. Stände dieser Betrag als elektrische Energie zur Verfügung, könnte damit die Stadt Hamburg zwei Jahre lang mit elektrischer Energie versorgt werden.

Beim Heliumkern ergibt sich aus dem Massenverlust von

$m = 0{,}0504 \cdot 10^{-27}$ kg eine Energie von

$W = 0{,}4536 \cdot 10^{-11}\ \text{J} \approx 28{,}3$ MeV (vgl. 4.3 u. 4.4).

(1 eV: 1 Elektronvolt. 1 eV = $1{,}602 \cdot 10^{-19}$ J)

Dieser Energiebetrag ist bei der Kernentstehung abgegeben worden. Auf jedes einzelne Kernteilchen entfallen dann rechnerisch $W = 28{,}3\ \text{MeV} : 4 \approx 7{,}1$ MeV.

Je größer bei einer Kernentstehung der Massenverlust (und damit die Energieabgabe) ist, desto fester sind die Kernteilchen aneinander gebunden. Man nennt diese Energie deshalb auch Bindungsenergie.

Genaue Messungen haben ergeben, daß die Bindungsenergie pro Kernteilchen bei den Kernen der einzelnen Elemente bzw. deren Isotopen unterschiedlich ist (Tab.1.4.1). Die Bindungsenergie je Nukleon ist in Abb.1.4.3 graphisch dargestellt.

Nuklid	Gesamt-Bindungsenergie in MeV	mittlere Bindungsenergie je Nukleon in MeV
$^{2}_{1}H$	2,225	1,113
$^{3}_{2}He$	7,7118	2,573
$^{4}_{2}He$	28,296	7,074
$^{7}_{3}Li$	39,244	5,606
$^{16}_{8}O$	127,620	7,976
$^{35}_{17}Cl$	298,20	8,52
$^{57}_{26}Fe$	499,90	8,770
$^{107}_{47}Ag$	915,387	8,555
$^{176}_{71}Lu$	1418,40	8,059
$^{208}_{82}Pb$	1636,455	7,868
$^{235}_{92}U$	1783,889	7,591

Tabelle 1.4.1
Bindungsenergie bei einigen Isotopen [20, S. 359 u. 27, S. 57]

Abgesehen von den sehr leichten Atomkernen liegt die Bindungsenergie je Nukleon zwischen 7 MeV und fast 9 MeV. Die Energie, mit der die äußeren Elektronen der Atomhülle gebunden sind, liegt dagegen nur bei 2 bis 3 eV.

Die mittlere Bindungsenergie je Nukleon hat bei Kernen mit den Massenzahlen 40 bis 100 (z .B. Fe–57, Kr–87) ihren höchsten Wert und nimmt zu den leichteren und den schwereren Kernen hin ab. Für die Nutzung der Kernbindungsenergie stehen also grundsätzlich zwei Möglichkeiten zur Verfügung.

- Es werden sehr leichte Kerne (z. B. $^{2}_{1}H$ + $^{3}_{1}H$) miteinander verschmolzen. Daraus entstehen dann schwerere Kerne, deren Kernteilchen stärker aneinander gebunden sind. Das ist nur durch einen weiteren Massenverlust bzw. eine Energieabgabe zu erreichen. Nach diesem Prinzip arbeiten die Energiefreisetzung im Innern der Sonne, die Wasserstoffbombe und der Fusionsreaktor.
- Schwere Kerne werden in mittelschwere gespalten. Da die Bindungsenergie je Nukleon bei mittelschweren Kernen größer ist als bei schweren Kernen, tritt auch dabei Massenverlust bzw. Energiefreisetzung auf. Auf diesem Prinzip beruht die Energiegewinnung in Kernkraftwerken und bei Atombomben.

Daß die Bindung der Nukleonen bei den schweren Kernen lockerer wird, ist darauf zurückzuführen, daß bei Vergrößerung der Nukleonenzahl die Kernkräfte insgesamt zwar zunehmen, aber eben nur zwischen den benachbarten Teilchen wirken. Die abstoßenden Kräfte zwischen den Protonen nehmen ebenfalls zu, sie wirken aber zwischen allen Protonen. Dadurch wird der Zusammenhalt zwischen den Kernteilchen wieder etwas gelockert. Von einer bestimmten Protonenzahl an sind die Kerne nicht mehr stabil, sondern instabil (radioaktiv).

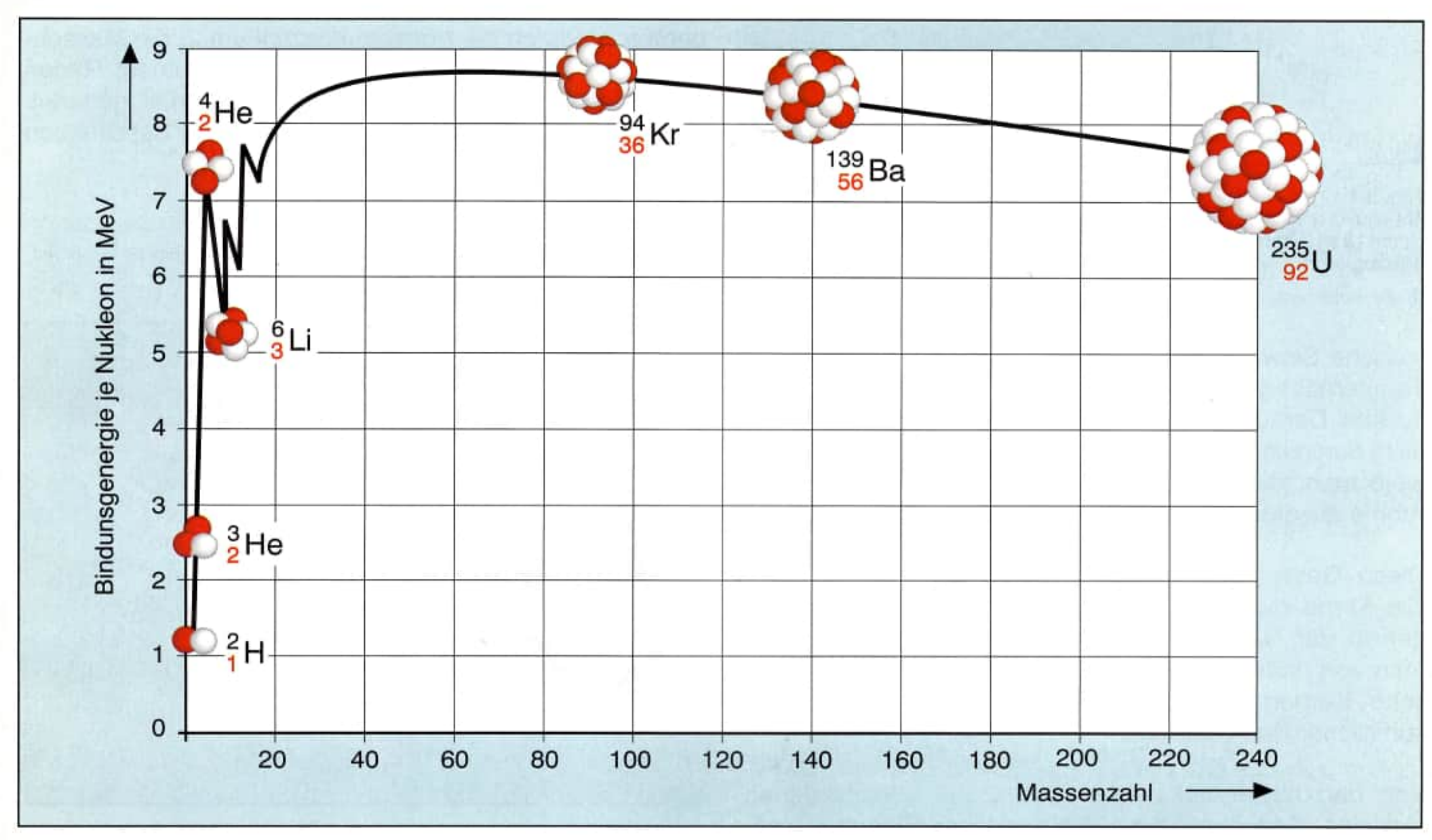


Abb.1.4.3 Mittlere Bindungsenergie je Nukleon in Abhängigkeit von der Massenzahl [23, S. 51]

2 Kernumwandlungen und Radioaktivität

2.1 Alpha-, Beta- und Gammastrahlen

1896 entdeckte der französische Physiker Antoine Henri Becquerel, daß Uransalze eine unsichtbare Strahlung aussenden, die lichtdicht verpackte Fotoplatten schwärzte und ein geladenes Elektroskop entladen konnte. Die französischen Eheleute Marie und Pierre Curie untersuchten solche strahlenaussendenden Mineralien genauer. Dabei fanden sie 1898 die Elemente Polonium und das sehr viel stärker strahlende Radium. Im selben Jahr wurde die Strahlung von G.C. Schmidt auch bei Thorium nachgewiesen. Die neu entdeckten Strahlen ließen sich durch physi-

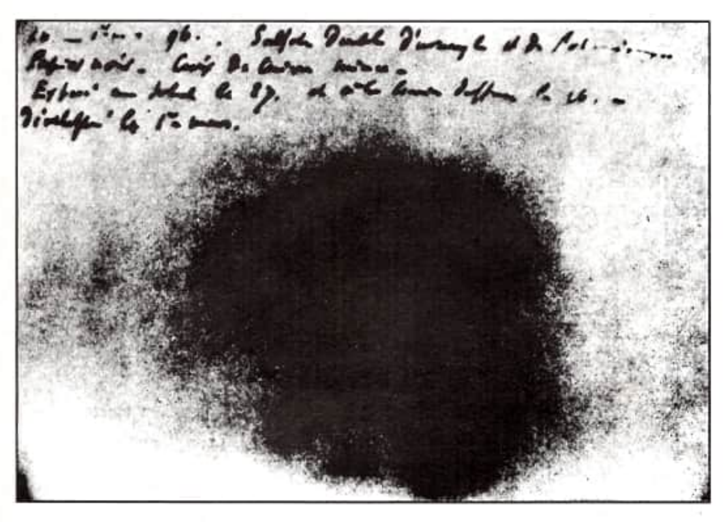


Abb. 2.1.1
Abbildung der Fotoplatte von A. H. Becquerel, geschwärzt durch die von einem Uran-Mineral ausgehende Strahlung, 1. März 1896 (Radiogramm)

Quelle: Kernforschungszentrum Karlsruhe

kalische Einwirkungen auf den strahlenden Stoff (Druck, Temperatur) oder durch chemische Prozesse nicht beeinflussen. Daraus schloß man, daß die Strahlenaussendung nicht durch chemische Vorgänge verursacht wird. – Heute weiß man, daß die Strahlen aus den Kernen instabiler Atome ausgesandt werden.

Diese Gesamterscheinung wird Radioaktivität genannt. Die Kerne radioaktiver Atome heißen Radionuklide. Bei den in der Natur vorkommenden Radionukliden spricht man von natürlicher Radioaktivität; bei den durch künstliche Kernumwandlung erzeugten Radionukliden von künstlicher Radioaktivität.

Von den bisher bekannten etwa 2 500 verschiedenen Nukliden, die Isotope der 109 chemischen Elemente sind, sind nur 249 stabil, alle anderen zerfallen spontan [61].

Nach der Haupteigenschaft der Strahlung, Stoffe zu ionisieren, bezeichnet man sie als ionisierende Strahlung, zu der auch die Röntgenstrahlen gehören.

Die Strahlung entsteht dadurch, daß die Kerne radioaktiver Atome Masse- und Energieportionen mit hoher Geschwindigkeit ausschleudern. Diesen Vorgang nennt man radioaktiven Zerfall.

Alphastrahlen

Die beim radioaktiven Zerfall von Atomkernen ausgesandten Heliumkerne (2 Protonen, 2 Neutronen) werden Alphateilchen genannt (Abb. 2.1.2). Als Teilchenstrom bilden sie die Alphastrahlen. Die Anfangsgeschwindigkeit der austretenden Alphateilchen beträgt etwa 15 000 km/s.

Beispiel:
Der Kern des Radium–226 hat 88 Protonen und 138 Neutronen. Seine Kernladungszahl beträgt demnach 88, seine Massenzahl 226. Der Kern ist nicht stabil, da die Kernkräfte die abstoßenden Kräfte der Protonen untereinander nicht vollständig aufheben können. Der Kern hat deshalb das Bestreben, in einen stabileren Zustand überzugehen. Das geschieht in mehreren Stufen, von denen hier nur eine dargestellt ist. Der Kern schleudert einen Heliumkern heraus, wodurch die Kernladungszahl um 2, die Massenzahl um 4 sinkt. Es entsteht das neue Element Radon (Rn). Dieser Vorgang wird auch Alphazerfall genannt. Er kann durch eine Kernreaktionsgleichung beschrieben werden.

$$^{226}_{88}\mathrm{Ra} \rightarrow ^{222}_{86}\mathrm{Rn} + ^{4}_{2}\mathrm{He} \qquad \text{Massenzahlen: } 226 = 222 + 4 \quad \text{Kernladungszahlen: } 88 = 86 + 2$$

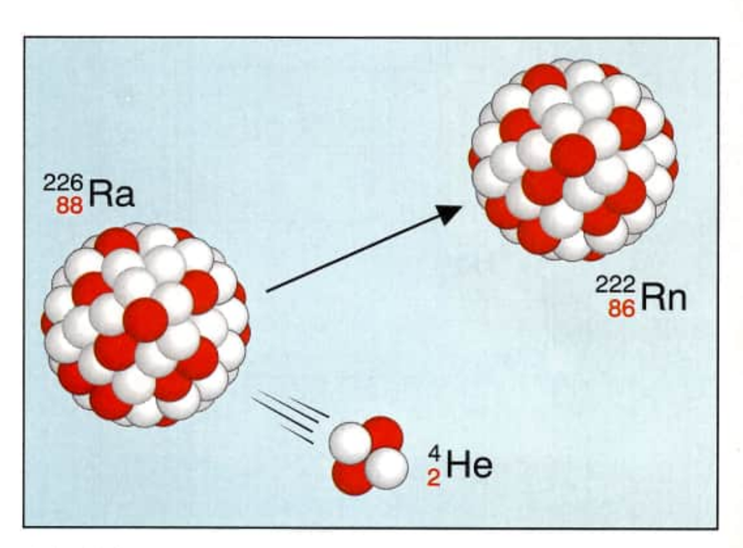


Abb. 2.1.2
Modell zur Entstehung von Alphastrahlen (α - Strahlen)

In der Gleichung wird links vom Reaktionspfeil der Kernaufbau des Ausgangsatoms, rechts davon das Ergebnis des Zerfalls geschrieben. Dabei müssen auf beiden Seiten die Summe der Kernladungszahlen (86 + 2= 88) und die Summe der Massenzahlen (222 + 4 = 226) übereinstimmen. Das beim Zerfall entstandene Radon–222 ist ebenfalls radioaktiv und zerfällt weiter (vgl. 9.5).

Das entstandene Radon gibt zwei Hüllelektronen an die Umgebung ab. Die ausgesandten Alphateilchen nehmen aus der Umgebung zwei Elektronen auf, wodurch Heliumatome entstehen.

Bei alphastrahlenden Substanzen, die sich in geschlossenen Behältern befinden, kann deshalb nach einiger Zeit Heliumgas nachgewiesen werden. – 1 g Radium und seine Folgeprodukte erzeugen in einem Jahr insgesamt 0,156 cm^3 Heliumgas (Angaben auf 0 °C und Atmosphärendruck bezogen). Das entspricht etwa $4{,}29 \cdot 10^{18}$ Heliumatomen [20, S.238].

Durch einen Alphazerfall entsteht ein neuer Atomkern mit einer geringeren Massenzahl. Wie aus Abbildung 1.4.3 ersichtlich, sind jetzt die Kernteilchen fester miteinander verbunden. Um das zu erreichen, muß Energie abgegeben werden. Sie erhält das Alphateilchen als Bewegungsenergie und der ausstoßende Kern als Rückstoß. Zusätzlich kann der Kern überschüssige Energie in Form einer unsichtbaren energiereichen Lichtart (Gammaquant, vgl. 3.6) abstrahlen.

Betastrahlen

Beim Betazerfall wird aus dem Kern eines Radionuklids ein Elektron abgegeben. Seine Geschwindigkeit kann zwischen Null und nahezu Lichtgeschwindigkeit liegen. Diese Elektronen bilden dann die Betastrahlen (Abb.2.1.3).

Das ausgeschleuderte Elektron stammt nicht aus der Atomhülle! Es entsteht, wenn sich im Kern ein Neutron in ein Proton und ein Elektron umwandelt.

Reaktionsgleichung: $^{1}_{0}n \rightarrow \, ^{1}_{1}p + \, ^{0}_{-1}e$

Beispiel eines Beta⁻ - Zerfalls: $^{137}_{55}Cs \rightarrow \, ^{137}_{56}Ba + \, ^{0}_{-1}e$

Cäsium–137 wandelt sich unter Aussenden eines Elektrons in Barium–137 um.

Da die Elektronen je eine negative Elementarladung tragen, werden die Strahlen auch als $Beta^-$-Strahlen bezeichnet.

Da nach dem Aussenden eines Betateilchens (eines Elektrons) der Kern ein Proton mehr besitzt, muß auch die Kernladungszahl des neu entstandenen Elements um eins höher liegen. Die Anzahl der Kernteilchen hat sich jedoch insgesamt nicht verändert, wodurch die ursprüngliche Massenzahl erhalten bleibt.

$Beta^-$-Strahlen bilden einen Elektronenstrom, der die gleichen Eigenschaften zeigt wie der elektrische Strom in metallischen Leitern. So erzeugen z. B. beide ein Magnetfeld, das in konzentrischen Kreisen um den Elektronenstrom liegt.

Bei manchen natürlichen und künstlich hergestellten Radionukliden tritt eine Strahlung auf, bei der Teilchen von der Masse eines Elektrons, aber mit einer positiven Ladung ausgeschleudert werden. Es sind Positronen. Die Strahlung wird deshalb Positronenstrahlung genannt (Abb. 2.1.4).

Das Positron entsteht im Kern, wenn sich ein Proton in ein Neutron und ein Positron umwandelt.

Reaktionsgleichung: $^{1}_{1}p \rightarrow \, ^{1}_{0}n + \, ^{0}_{+1}e$

Beispiel eines $Beta^+$ - Zerfalls: $^{22}_{11}Na \rightarrow \, ^{22}_{10}Ne + \, ^{0}_{+1}e$

Natrium–22 wandelt sich unter Aussenden eines Positrons in Neon–22 um.

Beim $Beta^+$ - Zerfall nimmt die Kernladungszahl um eine Einheit ab, während sich die Massenzahl nicht verändert.

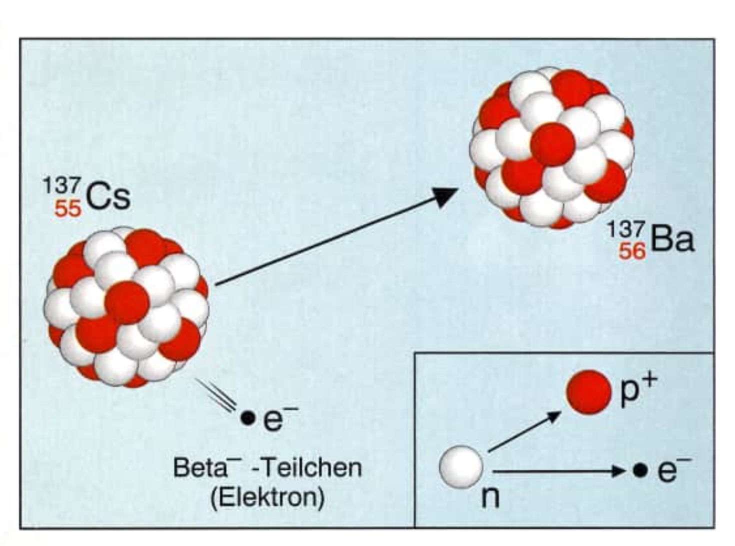


Abb.2.1.3
Modell zur Entstehung der $Beta^-$ - Strahlen (β^- - Strahlen)

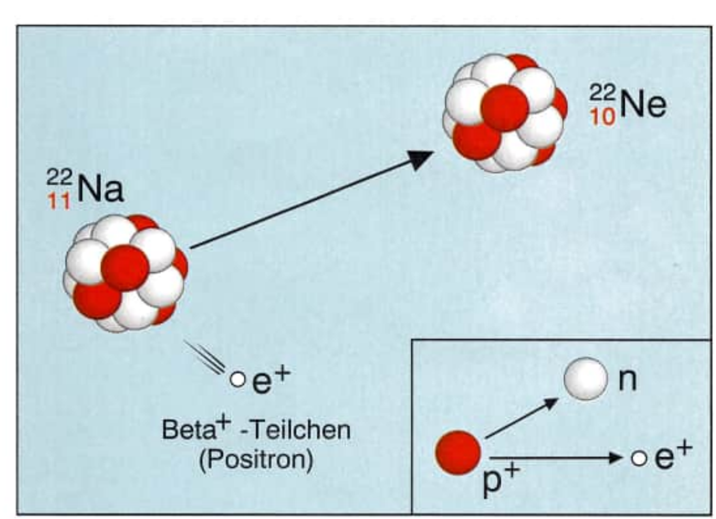


Abb. 2.1.4
Modell zur Entstehung der $Beta^+$ - Strahlen (β^+ - Strahlen)

Beim Betazerfall wird außerdem ein weiteres Teilchen ausgesandt, das keine Ruhemasse und keine elektrische Ladung besitzt. Beim Zerfall eines Neutrons entsteht zusätzlich ein Antineutrino, beim Zerfall eines Protons ein Neutrino. Neutrinos und Antineutrinos besitzen ein großes Durchdringungsvermögen, weil sie mit Materie kaum in Wechselwirkung treten. Sie sind deshalb schwer nachzuweisen. (Bei den Kernreaktionsgleichungen werden hier aus Gründen der Vereinfachung Neutrino oder Antineutrino nicht mit angegeben.)

Gammastrahlen

Bei den Kernumwandlungen kann eine energiereiche Strahlung auftreten, die die gleiche Natur wie das sichtbare Licht hat, nur energiereicher als dieses ist. Sie trägt den Namen Gammastrahlung. Abgesehen von der Art des Entstehens ist sie praktisch identisch mit der Röntgenstrahlung. Die Gammastrahlung wird – wie auch das sichtbare Licht – in einzelnen „Portionen" (Quanten, Photonen) abgegeben (Abb. 2.1.5).

Die Gammaquanten bewegen sich mit einer konstanten Geschwindigkeit c_0 = 299 792,5 km/s (Vakuumlichtgeschwindigkeit). Gammastrahlen treten häufig bei Alpha- oder Betazerfall auf.

Nach dem Ausschleudern eines Alpha- oder Betateilchens gibt der Atomkern noch vorhandene überschüssige Energie in Form eines oder mehrerer Gammaquanten ab.

Durch den Gammazerfall ändert sich also der Energieinhalt des Kerns, nicht jedoch dessen Kernladungs- und Massenzahl.

Beispiel: $^{137m}_{56}\text{Ba} \rightarrow {}^{137}_{56}\text{Ba} + \gamma$

Ein energiereicherer, angeregter (metastabiler) Bariumkern gibt ein Gammaquant ab und geht dadurch in einen niedrigeren und gleichzeitig stabileren Energiezustand über.

Gammaquanten treten außer bei Kernumwandlungen auch noch bei anderen Reaktionen zwischen Elementarteilchen (Bausteinen des Atoms) auf.

2.2 Der Elektroneneinfang

Bei natürlichen und künstlich erzeugten Radionukliden kann noch eine weitere Umwandlungsart auftreten, der sogenannte Elektroneneinfang.

Der Kern eines neutronenarmen Atoms fängt meist aus der innersten Schale der Elektronenhülle (der K-Schale, daher auch der Name K-Einfang) ein Elektron ein, wodurch sich ein Proton in ein Neutron umwandelt (Abb. 2.2.1). (Der in der Atomhülle freigewordene Platz wird von einem äußeren Elektron wieder aufgefüllt. Dabei entsteht eine charakteristische Röntgenstrahlung.)

Reaktionsgleichung: $^{1}_{1}\text{p} + {}^{0}_{-1}\text{e} \rightarrow {}^{1}_{0}\text{n}$

Beispiel: $^{40}_{19}\text{K} + {}^{0}_{-1}\text{e} \rightarrow {}^{40}_{18}\text{Ar}$

Das in der Natur vorkommende Isotop Kalium–40 wandelt sich zum Teil unter Elektroneneinfang in das Isotop Argon–40 um. Auch beim Elektroneneinfang nimmt die Kernladungszahl um eine Einheit ab, während die Massenzahl unverändert bleibt. Der Elektroneneinfang führt also zu dem gleichen Ergebnis wie die Abgabe eines Positrons.

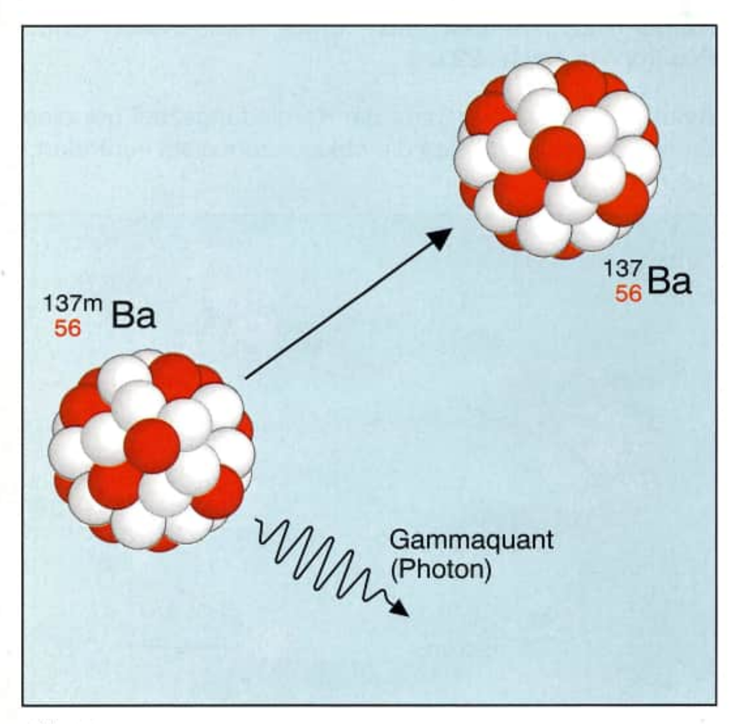


Abb. 2.1.5
Abgabe eines Gammaquants aus einem Atomkern (Modell) (γ - Strahlen)

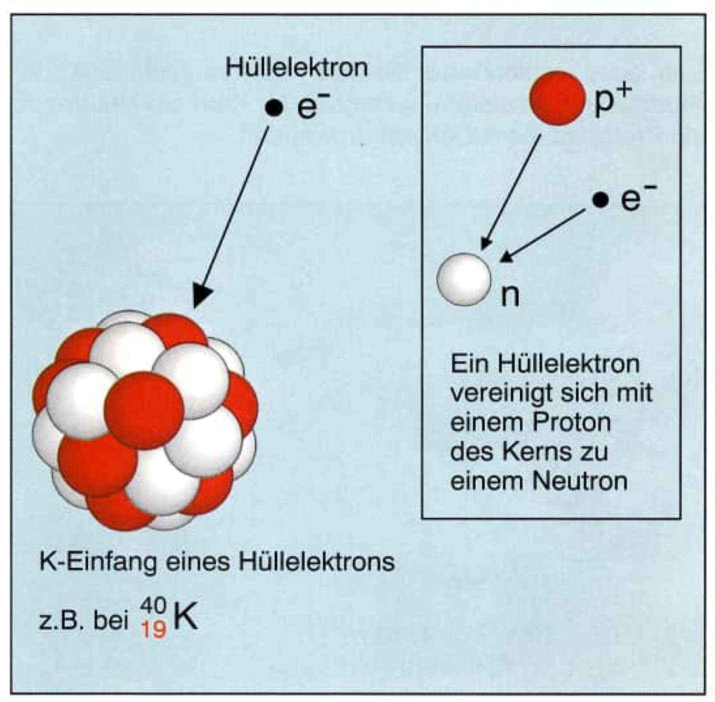


Abb. 2.2.1
K-Einfang im Modell

2.3 Protonen- und Neutronenstrahlen

Die erste künstliche Kernumwandlung wurde in einer mit Stickstoff gefüllten Nebelkammer beobachtet. Aus den Untersuchungen ergab sich folgende Erklärung:

Ein Alphateilchen (Heliumkern) dringt in den Kern eines Stickstoffatoms ein und verschmilzt mit ihm für kurze Zeit zu einem hochangeregten Zwischenkern des Elements Fluor. Der Fluorkern zerfällt in einen Sauerstoffkern und ein Proton (Abb. 2.3.1).

Kernreaktionsgleichung:

$$ {}^{4}_{2}\mathrm{He} + {}^{14}_{7}\mathrm{N} \rightarrow {}^{18}_{9}\mathrm{F} \rightarrow {}^{17}_{8}\mathrm{O} + {}^{1}_{1}\mathrm{p} $$

Bei Kernreaktionen wird auch die folgende abgekürzte Schreibweise benutzt:

$$ {}^{14}_{7}\mathrm{N}\ (\alpha,\ \mathrm{p})\ {}^{17}_{8}\mathrm{O} $$

Ausgangskern – Geschoß – ausgesandtes Teilchen – Endkern

Bei dieser Schreibweise wird der Zwischenkern nicht mit angegeben.

Nach der Kernreaktion erfolgt ein Elektronenausgleich, d. h., es werden aus der Umgebung soviele Elektronen aufgenommen (oder in anderen Fällen an sie abgegeben), daß die beteiligten Atome wieder elektrisch neutral sind.

Werden Neutronen aus einem Atomkern herausgeschlagen oder herausgeschleudert, entsteht dadurch eine Neutronenstrahlung. Das kann z. B. in den oberen Schichten der Atmosphäre durch Zusammenprall der kosmischen Primärteilchen mit den Luftmolekülen geschehen oder bei Kernspaltungen in einem Kernkraftwerk.

Der Nachweis freier Neutronen gelang erstmals dem Engländer Chadwick 1932 beim Beschuß von Beryllium mit Alphateilchen (Abb. 2.3.2).

Kernreaktionsgleichung:

$$ {}^{9}_{4}\mathrm{Be} + {}^{4}_{2}\mathrm{He} \rightarrow {}^{13}_{6}\mathrm{C} \rightarrow {}^{12}_{6}\mathrm{C} + {}^{1}_{0}\mathrm{n} + \gamma $$

Ein freies Neutron ist radioaktiv. Es zerfällt in ein Proton und ein Elektron sowie ein Antineutrino (in der Reaktionsgleichung weggelassen).

Reaktionsgleichung: $ {}^{1}_{0}\mathrm{n} \rightarrow {}^{1}_{1}\mathrm{p} + {}^{0}_{-1}\mathrm{e} $

Ein im Kern gebundenes Neutron ist dagegen stabil und zerfällt nicht. Eine Ausnahme bildet der Beta^{-}-Zerfall.

${}^{4}_{2}\mathrm{He}$ ${}^{14}_{7}\mathrm{N}$ ${}^{18}_{9}\mathrm{F}$ ${}^{1}_{1}\mathrm{p}$ ${}^{17}_{8}\mathrm{O}$

Abb. 2.3.1
Nachweis freier Protonen durch Ernest Rutherford 1919

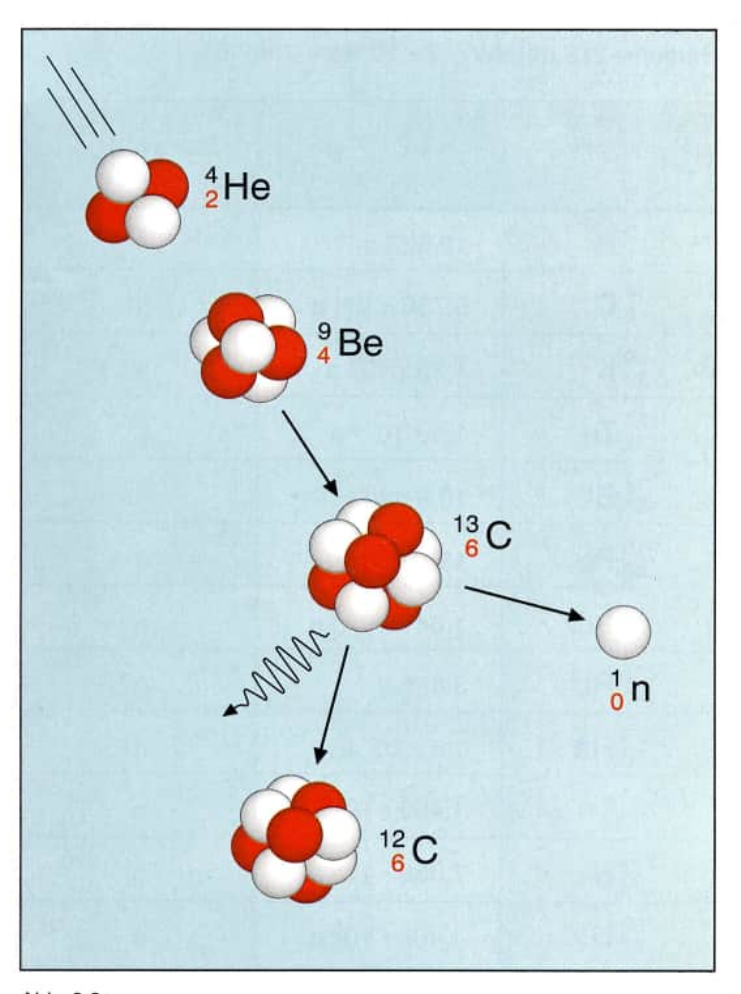


Abb. 2.3.2
Nachweis freier Neutronen durch Chadwick 1932

2.4 Die Halbwertszeit

Bei einem einzelnen radioaktiven Atomkern kann man nicht vorhersagen, zu welchem Zeitpunkt er zerfallen wird. Er kann in der nächsten Sekunde oder erst in Tausenden von Jahren zerfallen.

Bei einer großen Anzahl von Atomen läßt sich aber eine Wahrscheinlichkeitsaussage über den Ablauf des Zerfalls machen. Es zerfällt zum Beispiel von einer Menge Wasserstoff–3 (Tritium) in ca. 12,3 Jahren die Hälfte der Atome, nach weiteren 12,3 Jahren ist von dem Rest wiederum die Hälfte zerfallen usw.

Kernreaktionsgleichung:

$$^{3}_{1}\mathrm{H} \rightarrow {}^{3}_{2}\mathrm{He} + {}^{0}_{-1}\mathrm{e}$$

Die Zeit, nach der die Hälfte einer bestimmten Anzahl von Atomkernen zerfallen ist, wird Halbwertszeit (HWZ) genannt. Sie ist für jedes Radionuklid eine charakteristische Größe (Abb. 2.4.1).

Die Halbwertszeiten liegen zwischen vielen Milliarden Jahren und Sekundenbruchteilen. Die größte Halbwertszeit, die bisher nachgewiesen worden ist, besitzt Tellur–128 (HWZ $1{,}5 \cdot 10^{24}$ a), die kleinste Halbwertszeit Radium–216 m (HWZ $7 \cdot 10^{-9}$ s = 7ns) [61].

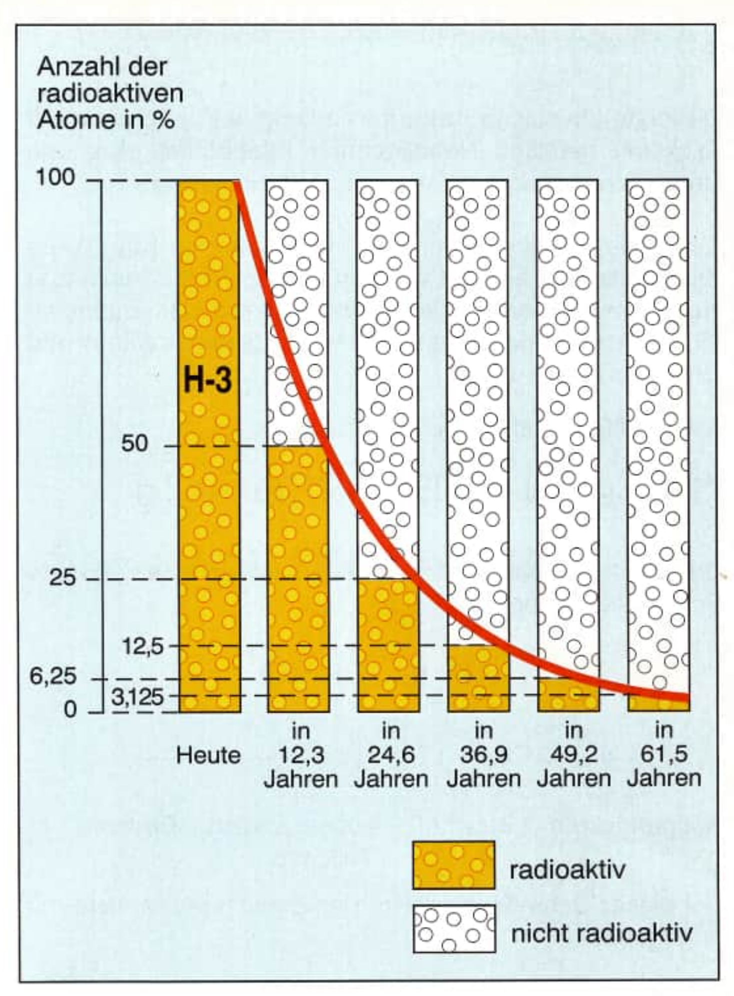


Abb. 2.4.1
Abklingen der Radioaktivität bei Wasserstoff–3 (Tritium)

Radionuklid	HWZ	Zerfallsart
$^{3}_{1}\mathrm{H}$	12,323 a	β^-
$^{14}_{6}\mathrm{C}$	$5{,}736 \cdot 10^{3}$ a	β^-
$^{40}_{19}\mathrm{K}$	$1{,}28 \cdot 10^{9}$ a	β^-, K
$^{128}_{52}\mathrm{Te}$	$1{,}5 \cdot 10^{24}$ a	β^-
$^{214}_{83}\mathrm{Bi}$	19,9 min	β^-, α
$^{210}_{84}\mathrm{Po}$	138,38 d	α
$^{214}_{84}\mathrm{Po}$	$1{,}64 \cdot 10^{-4}$ s	α
$^{222}_{86}\mathrm{Rn}$	3,825 d	α
$^{226}_{88}\mathrm{Ra}$	$1{,}6 \cdot 10^{3}$ a	α
$^{232}_{90}\mathrm{Th}$	$1{,}405 \cdot 10^{10}$ a	α
$^{235}_{92}\mathrm{U}$	$7{,}038 \cdot 10^{8}$ a	α
$^{238}_{92}\mathrm{U}$	$4{,}468 \cdot 10^{9}$ a	α

Tabelle 2.4.1
Beispiele für natürliche Radionuklide und ihre Halbwertszeiten [61]

Radionuklid	HWZ	Zerfallsart
$^{3}_{1}\mathrm{H}$	12,323 a	β^-
$^{85}_{36}\mathrm{Kr}$	10,76 a	β^-
$^{90}_{38}\mathrm{Sr}$	28,5 a	β^-
$^{132}_{52}\mathrm{Te}$	76,3 h	β^-
$^{131}_{53}\mathrm{I}$	8,02 d	β^-
$^{134}_{55}\mathrm{Cs}$	2,06 a	β^-
$^{135}_{55}\mathrm{Cs}$	$2 \cdot 10^{6}$ a	β^-
$^{137}_{55}\mathrm{Cs}$	30,17 a	β^-
$^{140}_{56}\mathrm{Ba}$	12,75 d	β^-
$^{147}_{57}\mathrm{La}$	2,2 s	β^-
$^{239}_{94}\mathrm{Pu}$	$2{,}411 \cdot 10^{4}$ a	α
$^{242}_{96}\mathrm{Cm}$	162,8 d	α

a: Jahr; d: Tag; h: Stunde; s: Sekunde; min: Minute

Tabelle 2.4.2
Beispiele für künstlich erzeugte Radionuklide und ihre Halbwertszeiten [61]

Bei einer angenommenen Anzahl von 12 000 000 radioaktiven Atomkernen kann man sich den Ablauf des Zerfalls darüber hinaus anhand einer Auflistung deutlich machen. Als Radionuklid ist auch hier wieder Wasserstoff–3 (Tritium) gewählt worden. Es zerfällt mit einer Halbwertszeit von etwa 12,3 a unter Aussenden eines Betateilchens zu dem nicht mehr radioaktiven Heliumisotop He–3 (Abb. 2.4.2).

Die Auflistung läßt folgendes erkennen (Tab. 2.4.3):

- In jeder Halbwertszeit wandelt sich stets die Hälfte der jeweils zu Beginn noch vorhandenen radioaktiven Atomkerne um.
- Die Anzahl der radioaktiven Kerne nimmt erst schnell, dann immer langsamer ab.
  Die Anzahl der nicht mehr radioaktiven Kerne nimmt erst schnell, dann immer langsamer zu.
- Nach vier Halbwertszeiten ist das Radionuklid zu mehr als 90 % zerfallen, nach zehn Halbwertszeiten zu mehr als 99,9 %.

Wird die Anzahl der zu Beginn eines Zerfalls vorhandenen radioaktiven Kerne mit N_0 und die am Ende der Abklingzeit t noch vorhandenen Kerne mit N_t bezeichnet, ergibt sich die Anzahl dann noch radioaktiver Kerne nach der Gleichung

$$N_t = N_0 \cdot \left(\tfrac{1}{2}\right)^{\frac{t}{t_h}}$$

wobei t_h die Halbwertszeit angibt.

Rechenbeispiel:

Wieviele radioaktive Kerne des Wassersstoff–3 sind nach 98,4 a noch vorhanden, wenn es am Anfang 12 000 000 waren?
(Statt mit der Anzahl von Kernen läßt sich auch mit den Massen m_0 und m_t rechnen.)

$$N_t = 12\,000\,000 \cdot \left(\tfrac{1}{2}\right)^{\frac{98{,}4}{12{,}3}}$$

$$N_t = 12\,000\,000 \cdot \left(\tfrac{1}{2}\right)^{8}$$

$$N_t = 12\,000\,000 \cdot \frac{1}{256} = 46\,875$$

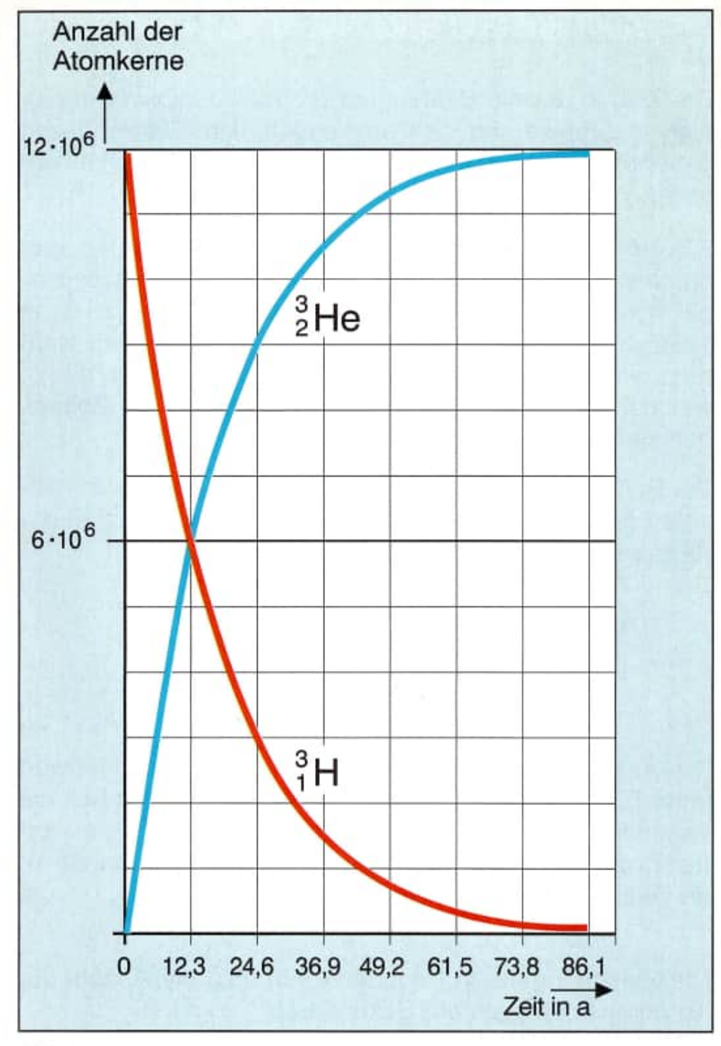


Abb. 2.4.2
Anzahl der radioaktiven Ausgangskerne und der nicht mehr radioaktiven Tochterkerne in Abhängigkeit von der Zeit

Zeit in a	Anzahl der abgelaufenen HWZ	Anzahl der radioaktiven Kerne	Anzahl der nicht mehr radioaktiven Tochterkerne
0	0	12 000 000 (100 %)	0 (0%)
12,3	1	6 000 000 (50%)	6 000 000 (50%)
24,6	2	3 000 000 (25%)	9 000 000 (75%)
36,9	3	1 500 000 (12,5%)	10 500 000 (87,5%)
49,2	4	750 000 (6,25%)	11 250 000 (93,75%)
61,5	5	375 000 (ca.3,12%)	11 625 000 (96,88%)
73,8	6	187 500 (ca.1,56%)	11 812 500 (98,44%)
86,1	7	93 750 (ca.0,78%)	11 906 250 (99,22%)
98,4	8	46 875 (ca.0,39%)	11 953 125 (99,61%)
110,7	9	23 438 (ca.0,20%)	11 976 562 (99,80%)
123	10	11 719 (ca.0,10%)	11 988 281 (99,90%)

Tabelle 2.4.3
Zahlenmäßige Beschreibung des Abklingens der Radioaktivität bei H–3

2.5 Aktivität und spezifische Aktivität

Die Zeit, in der die Hälfte einer großen Anzahl von radioaktiven Atomkernen sich umwandelt, wird Halbwertszeit genannt. Sie hat für jedes Radionuklid einen charakteristischen Wert.

Für den Umgang mit radioaktiven Substanzen ist es aber oftmals wichtiger zu wissen, wieviel radioaktive Atomkerne sich in einer bestimmten Zeit umwandeln (z. B. in 1 Sekunde). Beim Vergleich mehrerer Substanzen weiß man dann, welche Substanz stärker radioaktiv ist, d.h. in welcher Substanz mehr Kernumwandlungen pro Zeiteinheit stattfinden.

Zur Beschreibung dieses Sachverhaltes hat man die Aktivität oder Zerfallsrate festgelegt. Sie gibt die Anzahl der Kernumwandlungen pro Zeiteinheit an.

$$\text{Aktivität} = \frac{\text{Anzahl der Kernumwandlungen}}{\text{Zeit}}$$

$$A = \frac{\Delta n}{\Delta t}$$

Die Anzahl der Kernumwandlungen wird als Zahlenwert ohne Einheit angegeben. Für die Zeit wird als Einheit die Sekunde gewählt. Die Einheit der Aktivität ist also $1/s = s^{-1}$ (reziproke Sekunde). Als besonderer Einheitenname für die Aktivität wurde das Becquerel (Bq) eingeführt.

$$1\ \text{Bq} = 1 \cdot s^{-1}$$

Die Zahlenangabe in Becquerel gibt also die Anzahl der Kernumwandlungen pro Sekunde an.

In Abb. 2.5.1 wird davon ausgegangen, daß in einer bestimmten Menge radioaktiver Atome (nur die Kerne sind dargestellt) in 4 s 4 Kernumwandlungen stattfinden. Die Aktivität beträgt dann:

$$A = \frac{4}{4\ s} = \frac{1}{1\ s} = 1 \cdot s^{-1} = 1\ \text{Bq}$$

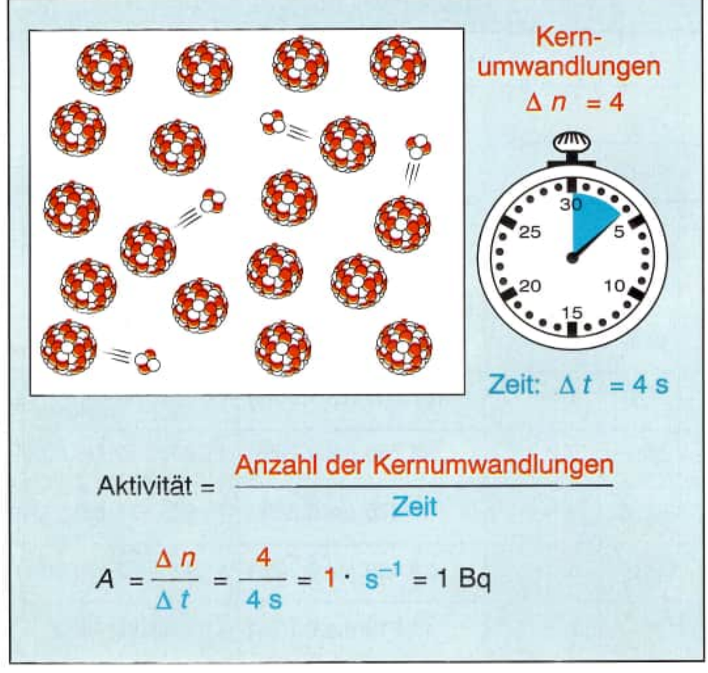


Abb. 2.5.1
Definition der Aktivität

Bei 10 Kernumwandlungen pro Sekunde ergibt sich eine Aktivität von 10 Bq, bei 1 000 Kernumwandlungen pro Sekunde eine Aktivität von 1 000 Bq = 1 kBq.

Bis Ende 1985 durfte im amtlichen Verkehr noch die Einheit Curie (Ci) verwendet werden. Da die bisher geschriebenen Bücher vorwiegend diese Einheit verwendet haben, werden die Umrechnungsmöglichkeiten angegeben.

1 Curie	(Ci)	= 10^{0} Ci	=	$3{,}7 \cdot 10^{10}$ Bq
1 Millicurie	(mCi)	= 10^{-3} Ci	=	$3{,}7 \cdot 10^{7}$ Bq
1 Mikrocurie	(µCi)	= 10^{-6} Ci	=	$3{,}7 \cdot 10^{4}$ Bq
1 Nanocurie	(nCi)	= 10^{-9} Ci	=	$3{,}7 \cdot 10^{1}$ Bq
1 Pikocurie	(pCi)	= 10^{-12} Ci	=	$3{,}7 \cdot 10^{-2}$ Bq

Viele Radionuklide bilden nach ihrer Umwandlung Tochterkerne, die wiederum radioaktiv sind. So wandelt sich z. B. Ra–226 in das radioaktive Edelgas Rn–222 um. Aktivitätsangaben für ein Radionuklid beziehen sich aber immer auf die Ausgangssubstanz, nicht auf die beim Älterwerden angesammelten Folgeprodukte.

In einer radioaktiven Substanz ist die Anzahl der Kernumwandlungen desto größer, je größer die Substanzmenge ist. Die Tabellen 2.5.1 und 2.5.2 zeigen, daß die Aktivität der Masse bzw. dem Volumen proportional ist.

Abgeleitete Aktivitätseinheiten:

Spezifische Aktivität (Bq/t, Bq/kg, Bq/g usw.) (Abb. 2.5.2)
Aktivitätskonzentration (Bq/m^3, Bq/l, Bq/cm^3 usw.)
Flächenaktivität (Bq/m^2, Bq/cm^2 usw.)
Aktivitätsrate (Bildung bzw. Zufuhr oder Abgabe von Aktivität) (Bq/a, Bq/h, Bq/s usw.)

a (lat. annus) : Jahr
h (lat. hora) : Stunde

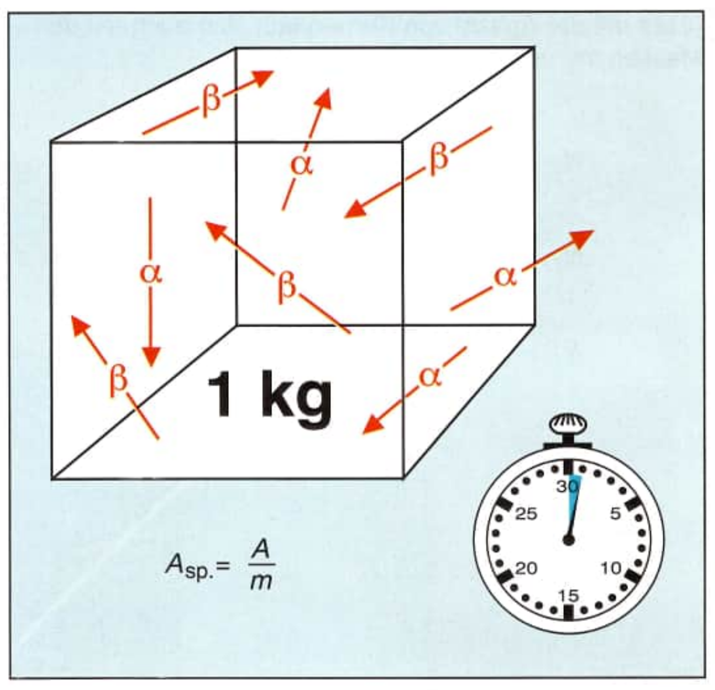


Abb. 2.5.2
Definition der spezifischen Aktivität

Eine Angabe über die spezifische Aktivität kann sich auf die Gesamtheit der in einer Substanzmenge enthaltenen Radionuklide (Gesamtaktivität) oder auf ein einzelnes Radionuklid beziehen. Es muß immer mit angegeben werden.

Masse von I–131	Aktivität in Bq
1 pg	ca. $4{,}6 \cdot 10^{3}$
1 ng	ca. $4{,}6 \cdot 10^{6}$
1 µg	ca. $4{,}6 \cdot 10^{9}$
1 mg	ca. $4{,}6 \cdot 10^{12}$
1 g	ca. $4{,}6 \cdot 10^{15}$

Tabelle 2.5.1
Die Aktivität ist von der Masse des Radionuklids abhängig

Luftvolumen geschlossener Räume	natürliche Gesamtaktivität in Bq (Mittelwerte)
1 m^3	50
62,5 m^3 (Wohnraum 5 m • 5 m • 2,5 m)	3125
240 m^3 (Klassenraum 10 m • 8 m • 3 m)	12 000
6000 m^3 (Turnhalle 20 m • 30 m • 10 m)	300 000

Tabelle 2.5.2
Natürliche Gesamtaktivitätskonzentration verschiedener Luftvolumina

Radionuklid	spezifische Aktivität in Bq/g
H–3	$3{,}6 \cdot 10^{14}$
C–14	$1{,}7 \cdot 10^{11}$
Fe–59	$1{,}8 \cdot 10^{15}$
Co–60	$4{,}1 \cdot 10^{13}$
Kr–85	$1{,}4 \cdot 10^{13}$
Sr–90	$5{,}3 \cdot 10^{12}$
I–131	$4{,}6 \cdot 10^{15}$
Xe–133	$6{,}8 \cdot 10^{15}$
Cs–134	$4{,}8 \cdot 10^{13}$
Cs–137	$3{,}2 \cdot 10^{12}$
U-nat	$2{,}54 \cdot 10^{4}$
Pu–239	$2{,}3 \cdot 10^{9}$
K-nat (K–40)	$3{,}04 \cdot 10^{1}$

Tabelle 2.5.3
Spezifische Aktivität einiger Radionuklide (gerundete Werte)

Soll verglichen werden, wie strahlungsaktiv (radioaktiv) zwei verschiedene Radionuklide sind, muß man statt gleicher Massen gleiche Teilchenzahlen miteinander vergleichen. Wieviel Teilchen sich in einer bestimmten Masse befinden, wird durch das Mol (mol) ausgedrückt.

1 mol eines Stoffes entspricht der Atom- bzw. Molekularmasse in g. 1 mol enthält immer $6{,}023 \cdot 10^{23}$ Teilchen (Loschmidtsche Zahl).

Beispiel 1:

Wieviele Atome enthält 1 g Eisen?
Rel. Atommasse (dem Periodensystem entnommen): 56

56 g Eisen enthalten $n = 6{,}023 \cdot 10^{23}$ Eisenatome.

$$1 \text{ g Eisen enthält } n = \frac{6{,}023 \cdot 10^{23}}{56} = \frac{60{,}23 \cdot 10^{22}}{56}$$

$$n \approx 10^{22} \text{ Atome}$$

Beispiel 2:

Wieviele Wassermoleküle befinden sich in 1 g Wasser?
Rel. Molekularmasse (gerundet):

Wasserstoff	: 2
Sauerstoff	: 16
Wasser	: 18

18 g Wasser enthalten $n = 6{,}023 \cdot 10^{23}$ Wassermoleküle.

1 g Wasser enthält

$$n = \frac{6{,}023 \cdot 10^{23}}{18} = \frac{60{,}23 \cdot 10^{22}}{18}$$

$$n \approx 3{,}4 \cdot 10^{22} \text{ Wassermoleküle.}$$

Vergleich der Aktivität gleicher Teilchenzahlen (jeweils 1 mol) von Kr–85 und Cs–137 (Tabelle 2.5.4):

Die Halbwertszeit von Cs–137 ist etwa dreimal so groß wie die Halbwertszeit von Kr–85. Dafür beträgt die Cs–137-Aktivität nur ein Drittel der Kr–85-Aktivität.

Radionuklid	HWZ in a	Masse von 1 mol in g ($6{,}023 \cdot 10^{23}$ Teilchen)	Aktivität von	
			1 g in Bq	1 mol in Bq
Kr–85	10,76	85	$1{,}4 \cdot 10^{13}$	$1{,}19 \cdot 10^{15}$
Cs–137	30,17	137	$3{,}2 \cdot 10^{12}$	$0{,}44 \cdot 10^{15}$

Tabelle 2.5.4

3 Das Wesen der Energie

3.1 Energiearten und Energieumwandlungen

Um Lasten hochzuheben, Maschinen anzutreiben, Werkstücke zu verformen, elektrische Geräte zu betreiben sowie zum Erwärmen und Beleuchten benötigt man Energie. Sie muß den Geräten und Maschinen zugeführt werden, wenn sie die gewünschten Arbeiten verrichten sollen.

Energie kommt in verschiedenen Formen vor, als Bewegungsenergie, potentielle Energie (Lageenergie, Spannenergie), Wärmeenergie, Lichtenergie, elektrische Energie, chemische Energie und Kernenergie. So wird z. B. zum Antrieb eines Autos die chemische Energie des Treibstoffes eingesetzt, bei einem Wasserkraftwerk die potentielle Energie des gestauten Wassers, bei einem Windkraftwerk die Bewegungsenergie des Windes, beim Generator eines Kernkraftwerkes die Kernenergie und zum Erwärmen einer Kochplatte elektrische Energie.

Wenn mit Hilfe von Energie eine Arbeit verrichtet wird, wandelt sich immer die zugeführte Energie in eine andere Energieform um. Es gilt nämlich allgemein, daß Energie nicht vernichtet und nicht neu geschaffen werden kann. Man vermag lediglich eine Energieform in eine andere umzuwandeln. Dabei entstehen aber stets Verluste. Nur ein Teil wird in eine neue, nutzbare Energieform, ein anderer Teil in eine nicht oder nur schwer nutzbare Energieform umgewandelt. Z. B. wandelt ein Elektromotor die zugeführte elektrische Energie nicht nur in nutzbare

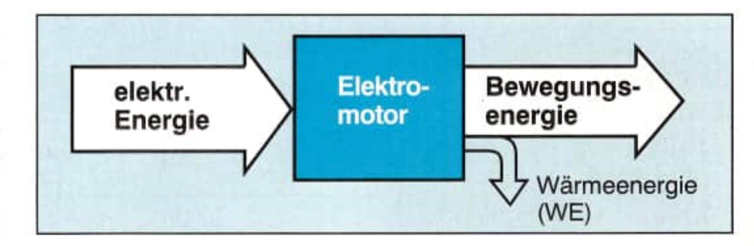


Abb. 3.1.1
Energieumwandlung bei einem Elektromotor

chem. Energie
Brennner
Wärmeenergie
WE
Kessel, Rohrleitungen
potentielle Energie
WE
Turbine
Bewegungsenergie
WE
Generator
elektr. Energie
WE
Rauchgaskanal
Frischdampf
Turbine
Generator
Speisewasser
Vorwärmanlage
Kondensator
Kühlwasser
Pumpe
Brenner
Brennkammer
Fluß

Abb. 3.2.1
Energieumwandlungen bei einem Kohlekraftwerk. WE: Wärmeenergieverluste

Bewegungsenergie, sondern zu einem kleinen Teil auch in nicht nutzbare Wärmeenergie um. Man merkt es daran, daß sich der Motor beim Betrieb erwärmt. Eine solche Energieumwandlung kann mit Hilfe eines Blockdiagramms beschrieben werden (Abb. 3.1.1).

Wie groß bei Energieumwandlungen der Anteil nutzbarer Energie ist, wird durch den Wirkungsgrad η ausgedrückt. (η: griechischer Buchstabe „eta")

$$\text{Wirkungsgrad} = \frac{\text{nutzbare Energie}}{\text{aufgewendete Energie}} \qquad \eta = \frac{W_2}{W_1}$$

Der Wirkungsgrad ist stets kleiner als 1. Bei Elektromotoren liegt er zwischen 0,7 und 0,95.

3.2 Energieumwandlungen bei Kohlekraftwerk und Kernkraftwerk

Bei großen technischen Anlagen finden meist mehrere Energieumwandlungen statt, so daß sich eine Umwandlungsreihe bzw. Umwandlungskette ergibt. Zwischen Ausgangs- und Endenergie treten dann weitere Energieformen auf. Bei einem Kohlekraftwerk sind es vier Energieumwandlungsstufen (Abb. 3.2.1).

- Im Brenner wird die zu Staub zermahlene Kohle verbrannt und dabei die chemische Energie der Kohle in Wärmeenergie umgewandelt.

- Im Kessel führt die Wärme zum Verdampfen des Wassers. Da der Dampf unter hohem Druck gehalten wird, ist die Wärmeenergie also in potentielle Energie des hochgespannten Dampfes umgewandelt worden.

- Läßt man den hochgespannten Dampf aus den Düsen gegen die Schaufeln der Dampfturbine strömen, wandelt sich die potentielle Energie in Bewegungsenergie um.

- Die letzte Energieumwandlung findet im Generator statt, der an die Dampfturbine gekoppelt ist. Bewegungsenergie wird in elektrische Energie umgewandelt.

Bei fast jeder Umwandlungsstufe wird Wärmeenergie ungenutzt an die Umgebung abgegeben. Diese Verluste führen dazu, daß der Gesamtwirkungsgrad von Kohlekraftwerken heute bei etwa 0,38 liegt.

In Kernkraftwerken finden ebenfalls vier Energieumwandlungen statt. Dabei ist lediglich die erste Energieumwandlung anders als in Kohlekraftwerken (Abb. 3.2.2). In den Brennelementen werden die Kerne bestimmter Uranatome gespalten, wodurch sich die Brennelemente erhitzen. Es findet also eine Umwandlung von Kernenergie in Wärmeenergie statt. Alle anderen Energieumwandlungsstufen stimmen mit denen der Kohlekraftwerke überein. Der Gesamtwirkungsgrad eines Kernkraftwerkes beträgt etwa 0,34.

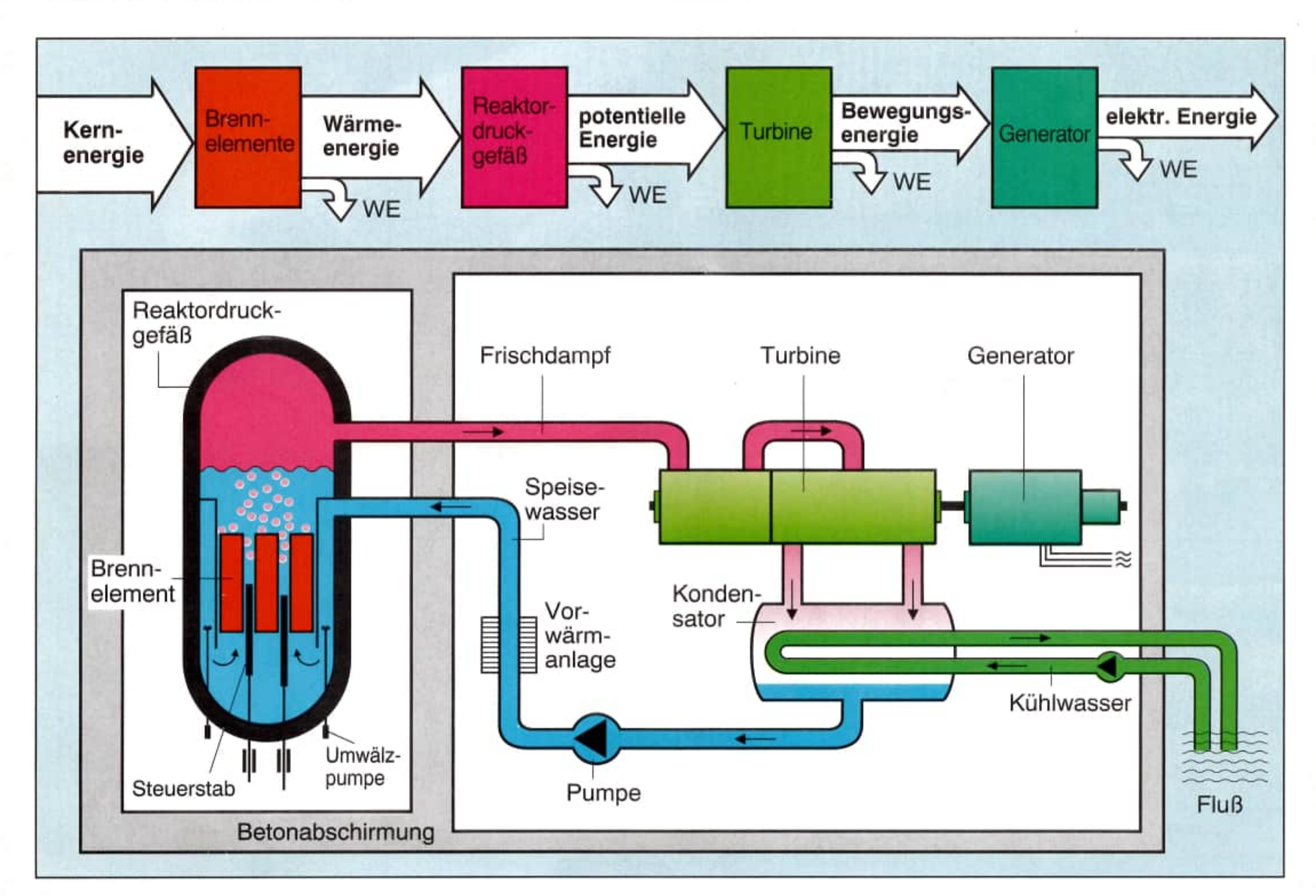


Abb. 3.2.2
Energieumwandlungen bei einem Kernkraftwerk mit Siedewasserreaktor (Darstellung ohne Sicherheitsbehälter). WE: Wärmeenergieverluste

3.3 Beschreibung der Wärme im Teilchenmodell

Sowohl bei Kohlekraftwerken als auch bei Kernkraftwerken wird durch eine erste Energieumwandlung Wärme erzeugt. Damit läßt sich die Temperatur des Wassers erhöhen und Wasserdampf erzeugen. Diese Vorgänge können mit dem Teilchenmodell genauer beschrieben werden.

• Alle festen, flüssigen und gasförmigen Stoffe sind aus kleinsten Teilchen aufgebaut. Es können Moleküle, Atome oder Ionen sein. Wasser besteht z. B. aus Wassermolekülen, Eisen aus Eisenatomen und Kochsalz aus Natrium- und Chloridionen.

• Oberhalb des absoluten Nullpunktes (−273,15 °C) befinden sich die Teilchen in dauernder ungeordneter Bewegung. Je heftiger sich die Teilchen bewegen (je größer ihre mittlere Geschwindigkeit ist), desto höher ist die Temperatur des Stoffes.
Bei festen Stoffen führen die Teilchen Schwingungen um ihre Position im Kristallgitter aus (Abb. 3.3.1).

Kommen die Teilchen zur Ruhe, ist die tiefstmögliche Temperatur erreicht. Das ist der absolute Nullpunkt von −273,15 °C.

• Die Geschwindigkeit der Teilchen kann auf zweierlei Weise erhöht werden.

– Durch mechanische Arbeit (Reibung) (Abb. 3.3.2) steigt die mittlere Geschwindigkeit der Teilchen. Die mechanische Energie ist dann in Bewegungsenergie der Teilchen umgewandelt worden. Die Energie, die in Form der Teilchenbewegung vorliegt, wird innere Energie genannt.

– Ein Körper höherer Temperatur hat Kontakt mit einem Körper niedrigerer Temperatur (Abb. 3.3.3). Es stoßen dann die schnelleren Teilchen des heißen Körpers die langsameren Teilchen des kälteren Körpers an. Dadurch werden die schnelleren Teilchen langsamer und die langsamen Teilchen schneller. Die innere Energie des einen Körpers wird dabei erniedrigt und die des anderen Körpers erhöht.

Durch Stöße zwischen den Teilchen zweier Körper mit unterschiedlicher Temperatur wird Energie vom heißeren auf den kälteren Körper übertragen. Diese überfließende Energie wird Wärme oder Wärmeenergie genannt. Das Wort Wärme drückt also eine Form der Energieübertragung aus.

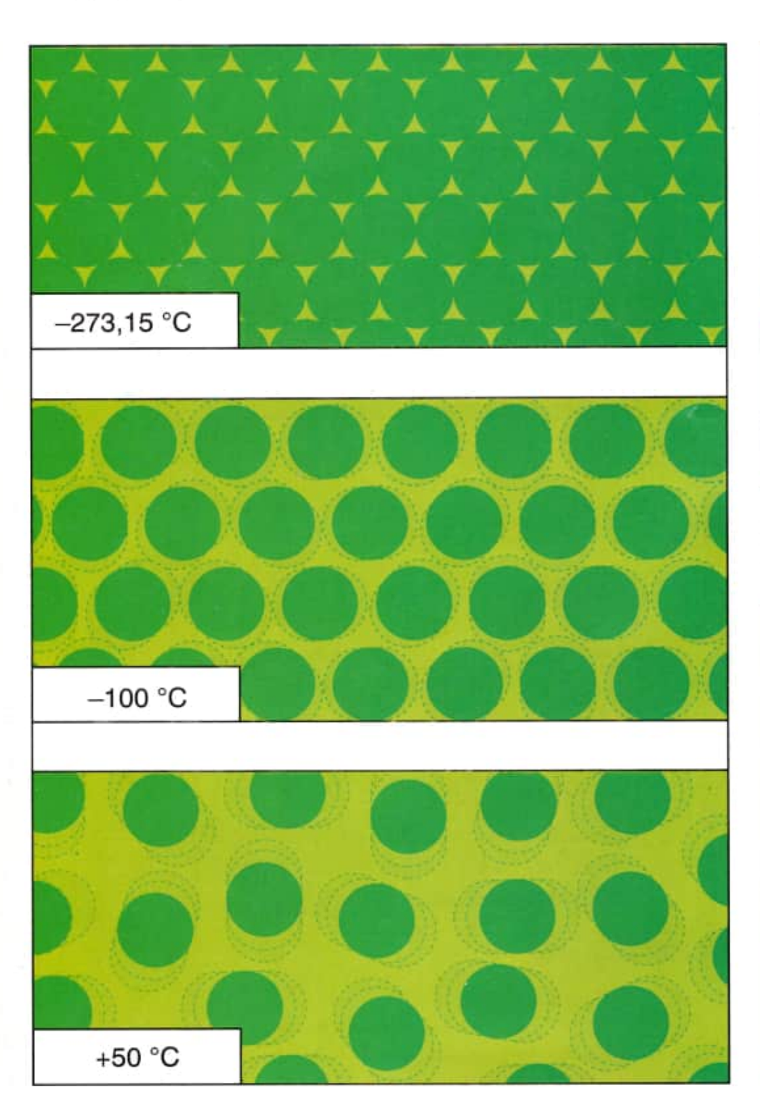


Abb. 3.3.1
Teilchenmodell eines festen Körpers bei unterschiedlichen Temperaturen

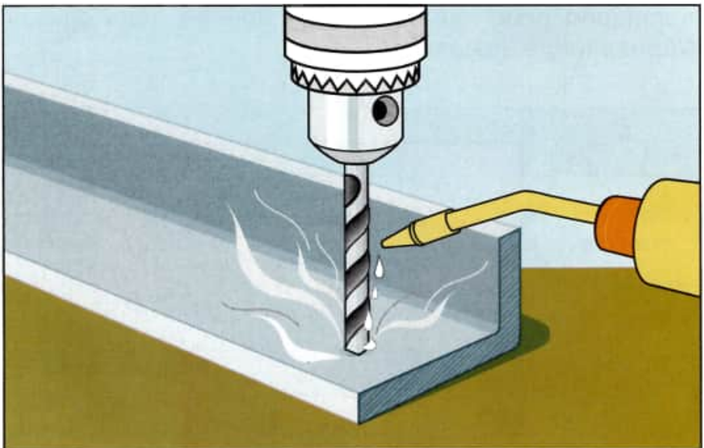


Abb. 3.3.2
Beim Bohren entsteht durch Reibung Wärme. Es wird deshalb mit einer Spezialflüssigkeit gekühlt

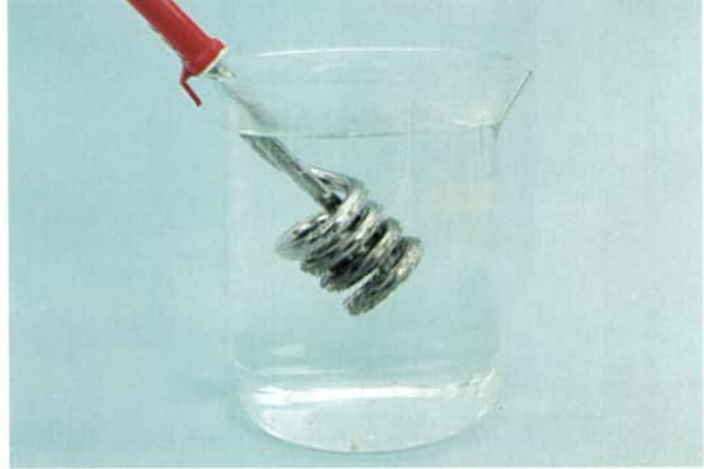


Abb. 3.3.3
Bei einem Tauchsieder ist ein Körper höherer Temperatur in Kontakt mit einem Körper niedrigerer Temperatur

Bei einem Kohlekraftwerk sind die heißen Verbrennungsgase in Kontakt mit den kälteren Rohrleitungen des Kessels und diese wiederum in Kontakt mit dem Wasser. Die Energieübertragung erfolgt von den schnelleren Gasteilchen zu den langsameren Eisen- bzw. Wasserteilchen. Besitzen die Wasserteilchen eine genügend große Geschwindigkeit, können sie die Flüssigkeit verlassen, d. h. Wasser verdampft.

Bei einem Kernkraftwerk werden Kerne des Uran–235 gespalten. Die Spaltprodukte fliegen mit großer Geschwindigkeit auseinander und versetzen die umgebenden UO_2-Moleküle in heftigere Schwingungen. Die Temperatur steigt daraufhin bis auf etwa 800 °C an. Die Bewegungsenergie der UO_2-Moleküle wird dann durch Stöße auf die Atome der Brennstabhülle und letztlich auf die Wassermoleküle übertragen. Daraufhin steigt die Wassertemperatur an, und es entsteht Dampf (Abb. 3.3.4 und 3.3.5).

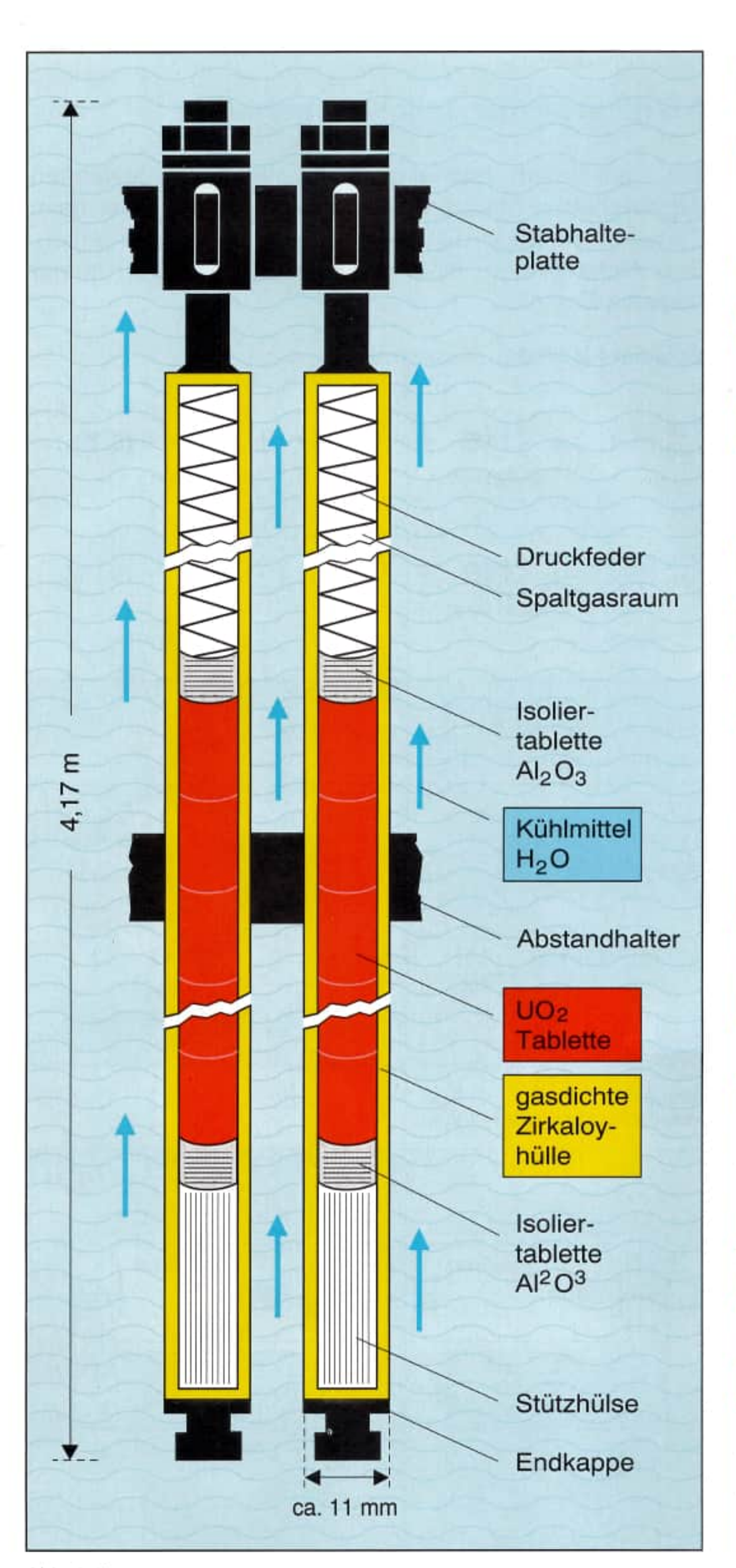


Abb. 3.3.4
Schnitt durch Brennstäbe eines Kernreaktors. In den UO_2-Tabletten finden die Kernspaltungen statt. Zirkaloy: Legierung aus den Hauptbestandteilen Zirkon und Zinn

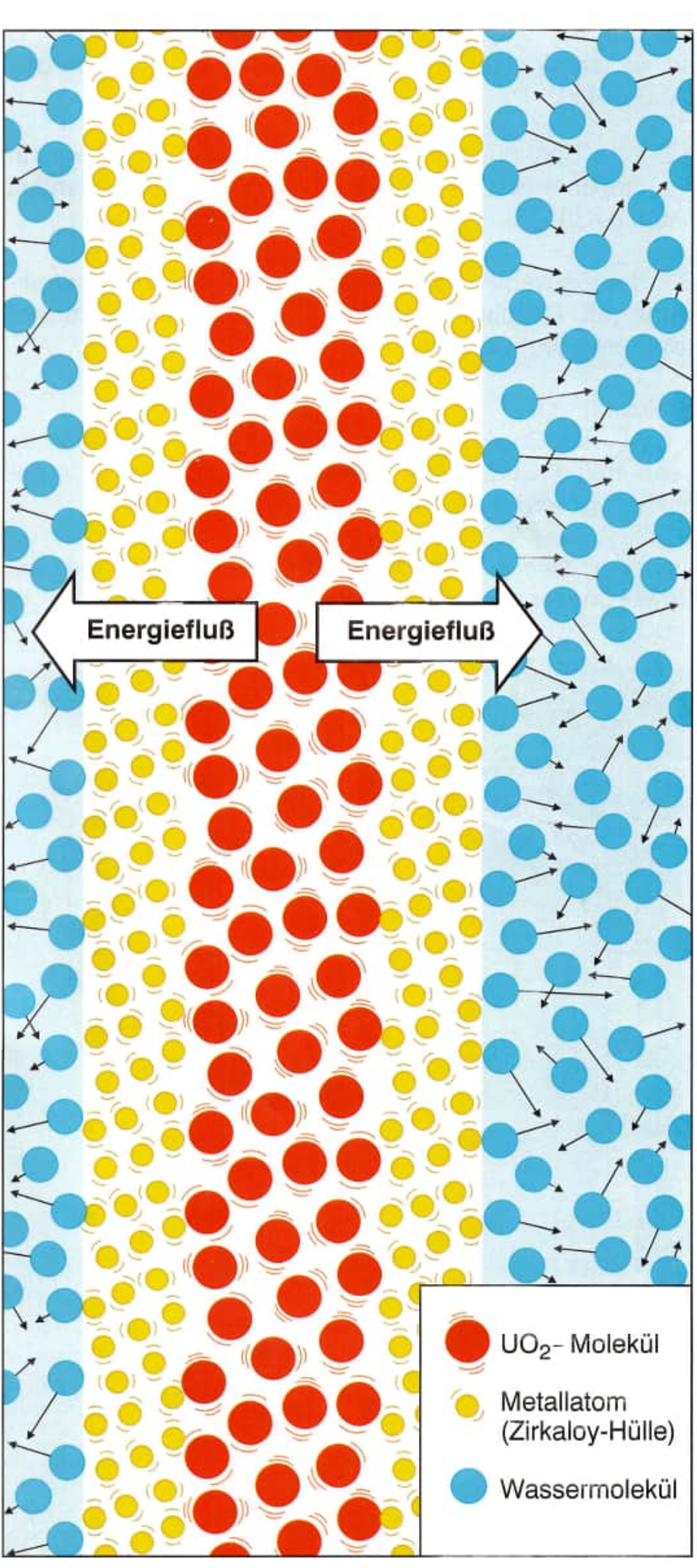


Abb. 3.3.5
Darstellung eines Brennstabes im Teilchenmodell

3.4 Die Energieeinheit Elektronvolt

Als Energieeinheiten werden das Newtonmeter (Nm), das Joule (J) und die Wattsekunde (Ws) verwendet. Dabei gilt:

$$1 \text{ Nm} = 1 \text{ J} = 1 \text{ Ws}$$

• 1 Nm Energie ist erforderlich, wenn eine Kraft von 1 N längs eines Weges von 1 m wirken soll (z. B. 100 g Masse 1 m hochheben) (Abb. 3.4.1).

• Steigt die Temperatur von 1 g Wasser um etwa 0,24 °C an, ist dem Wasser eine Energie von 1 J zugeführt worden (Abb. 3.4.2).

• Bei 1 V Spannung und einer Stromstärke von 1 A wird in 1 s die Energie von 1 Ws z. B. in Wärme umgewandelt (Abb. 3.4.3).

Bei Kernumwandlungen treten sehr viel kleinere Energiewerte auf. Deshalb ist zusätzlich die Einheit Elektronvolt (eV) festgelegt worden.

Definition:
1 eV ist die Energie, die ein Elektron aufnimmt, wenn es beim freien Durchlaufen einer Spannung von 1 V beschleunigt wird (Abb. 3.4.4).

Je höher also die Spannung ist, desto größer wird die Bewegungsenergie der Teilchen.

Vielfache von 1 eV:

1 Kiloelektronvolt (keV) $= 10^3$ eV

1 Megaelektronvolt (MeV) $= 10^6$ eV

1 Gigaelektronvolt (GeV) $= 10^9$ eV

Für Umrechnungen gilt:

$$1 \text{ eV} = 1{,}602 \cdot 10^{-19} \text{ J}$$

$$1 \text{ J} = 6{,}242 \cdot 10^{18} \text{ eV}$$

3.5 Energie der Teilchenstrahlung

Die von einem radioaktiven Atomkern ausgesandten **Alphateilchen** besitzen alle dieselbe Energie oder beim Zerfall in mehreren Gruppen unterschiedliche Energien. Die Alphateilchen einer Gruppe haben aber immer dieselbe Energie.

Beispiel für einen Gruppenzerfall:

$$^{226}_{88}\text{Ra} \rightarrow \underset{(4{,}60\ \text{MeV})}{^{4}_{2}\text{He}} + {}^{222}_{86}\text{Rn} + \underset{(0{,}186\ \text{MeV})}{\gamma} \qquad (5{,}7\%)$$

$$^{226}_{88}\text{Ra} \rightarrow \underset{(4{,}78\ \text{MeV})}{^{4}_{2}\text{He}} + {}^{222}_{86}\text{Rn} \qquad (94\%)$$

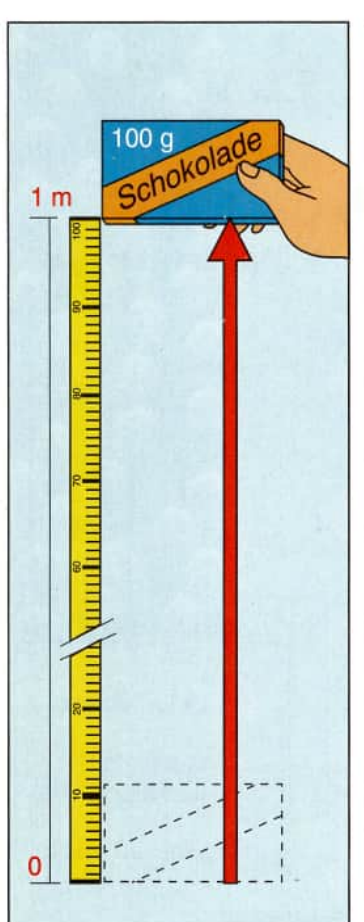


Abb. 3.4.1
Veranschaulichung von 1 Nm

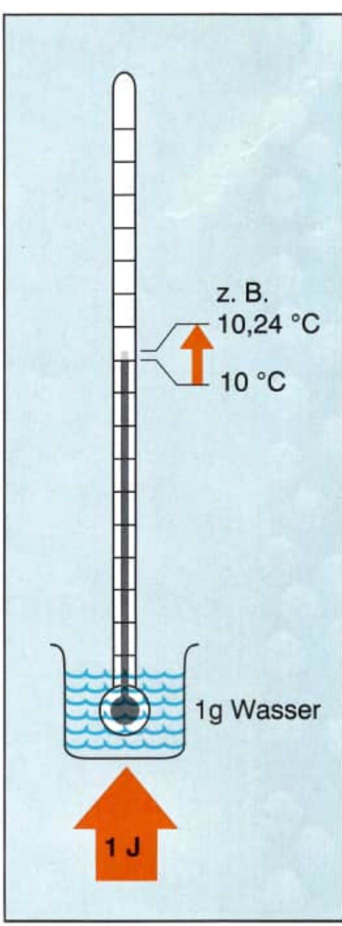


Abb. 3.4.2
Veranschaulichung von 1 J

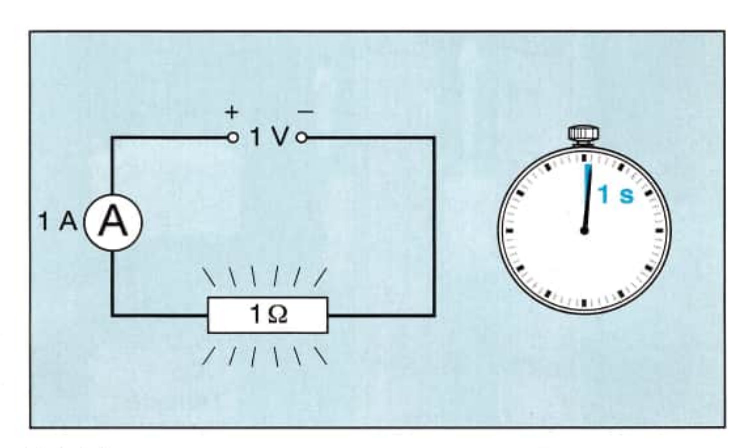


Abb. 3.4.3
Veranschaulichung von 1 Ws

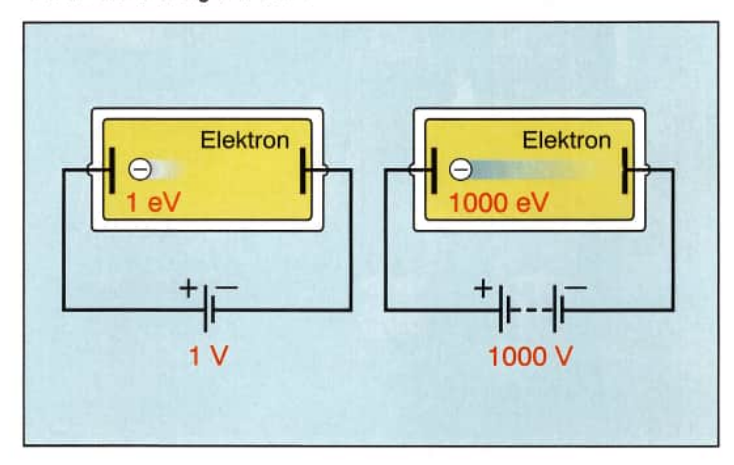


Abb. 3.4.4
Veranschaulichung der Energieeinheit Elektronvolt

Hat das ausgesandte Alphateilchen die Maximalenergie erhalten, ist der Kern in den Grundzustand übergegangen. Ist die Energie des Alphateilchens kleiner, befindet sich der Kern noch in einem angeregten Zustand (metastabil). Die restliche Energie des angeregten Kerns wird in Form eines Gammaquants abgegeben.

Beispiele für die Energie von Alphateilchen einiger Radionuklide:

Radionuklid	Energie der Alphateilchen in MeV in der Reihenfolge abnehmender Häufigkeit
$^{222}_{86}Rn$	5,48952; ....
$^{226}_{88}Ra$	4,78438; 4,6017; ....
$^{238}_{92}U$	4,197; ....
$^{239}_{94}Pu$	5,157; 5,144; ....

Tabelle 3.5.1
(Die Punkte hinter den Energiewerten weisen auf weitere Alphateilchen hin, die mit geringerer Häufigkeit auftreten.)

Die beim Betazerfall auftretenden **Elektronen** und **Positronen** besitzen alle unterschiedliche Energien. Sie können zwischen Null und einem Maximalwert liegen, wobei die größte Häufigkeit für jedes Radionuklid bei einem bestimmten Energiewert liegt (Abb. 3.5.1).

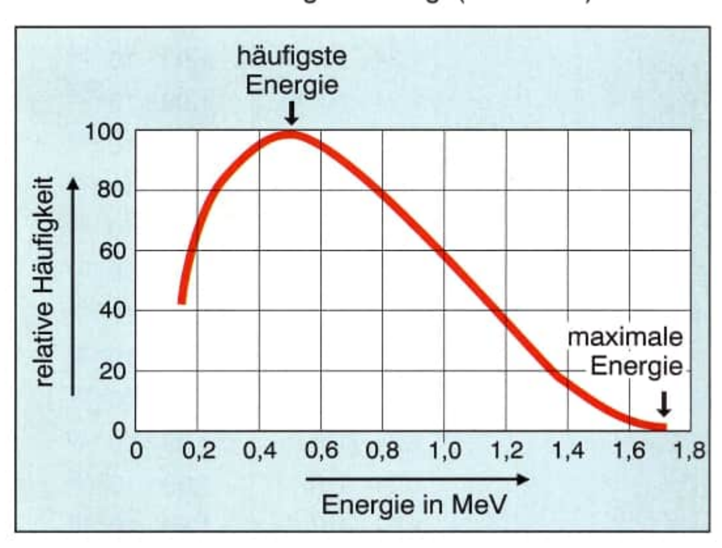


Abb. 3.5.1
Energieverteilung beim Beta⁻ -Zerfall des P–32

Die kontinuierliche Energieverteilung rührt daher, daß beim Betazerfall außer dem Elektron ein Antineutrino bzw. außer dem Positron ein Neutrino entsteht.

Beta⁻ -Zerfall: $^{1}_{0}n \rightarrow {}^{1}_{1}p + {}^{0}_{-1}e + {}^{0}_{0}\overline{\nu}_e$

Beta⁺ -Zerfall: $^{1}_{1}p \rightarrow {}^{1}_{0}n + {}^{0}_{+1}e + {}^{0}_{0}\nu_e$

(ν: griechischer Buchstabe „nü")

Die frei werdende Zerfallsenergie verteilt sich dann nach Zufall in beliebigen Bruchteilen der Maximalenergie auf die beiden Elementarteilchen.

Wird durch Elektron und Antineutrino bzw. Positron und Neutrino nicht die gesamte Zerfallsenergie verbraucht, entstehen zusätzlich noch ein Gammaquant oder mehrere Gammaquanten.

In Kernreaktionsgleichungen und Tabellen wird nur die Maximalenergie angegeben. Beispiel:

$$^{32}_{15}P \rightarrow \underset{(1{,}7\ \text{MeV})}{^{0}_{-1}e} + {}^{32}_{16}S$$

Neutrinos und Antineutrinos besitzen keine Ruhmasse und keine Ladung. Sie stellen also eine Portion besonderer Energie dar. Da sie kaum mit Materie wechselwirken, besitzen sie ein außerordentlich hohes Durchdringungsvermögen und lassen sich deshalb nur schwer nachweisen.

Beispiele für die maximale Energie von Beta⁻ -Teilchen einiger Radionuklide:

Radionuklid	Maximalenergie von Beta⁻ -Teilchen in MeV in der Reihenfolge abnehmender Häufigkeit
$^{3}_{1}H$	0,02
$^{60}_{27}Co$	0,3; 1,5
$^{90}_{38}Sr$	0,5
$^{210}_{82}Pb$	0,02; 0,06
$^{214}_{83}Bi$	1,5; 3,3; ....

Tabelle 3.5.2
Maximale Betaenergie einiger Radionuklide

Abhängig von der Entstehungsart haben die bei Kernprozessen erzeugten **Neutronen** eine einheitliche Energie oder ihre Energie liegt zwischen fast Null und einem Höchstwert.

Die bei Kernspaltungen entstehenden Neutronen besitzen eine kontinuierliche Energieverteilung (vgl. 5.2). Ihre mittlere Energie beträgt etwa 1,5 MeV. Zur Spaltung weiterer Kerne des Uran–235 werden aber Neutronen mit einer Energie von etwa 0,025 eV benötigt. Das entspricht etwa einer Geschwindigkeit von 2200 m/s = 7920 km/h. Die schnellen Neutronen müssen deshalb bis auf niedrige Geschwindigkeiten abgebremst werden (vgl. 5.2).

Energie in eV	100 000	100	0,1	0,025
Geschwindigkeit in m/s	$4{,}4 \cdot 10^6$	$1{,}4 \cdot 10^5$	$4{,}4 \cdot 10^3$	$2{,}2 \cdot 10^3$

Tabelle 3.5.3
Energie und Geschwindigkeit von Neutronen (berechnet mit der Formel $W = 1/2\ m \cdot v^2$)

3.6 Energie und Wellenlänge der Gammastrahlen

Alphateilchen, Betateilchen, Protonen und Neutronen, die bei Kernumwandlungen ausgeschleudert werden, ergeben eine Teilchenstrahlung. Ausgeschleuderte Gammaquanten bilden eine elektromagnetische Wellenstrahlung. Sie hat dieselbe Natur wie z. B. die Rundfunkwellen, das sichtbare Licht oder die Röntgenstrahlen.

Die Ausbreitungsgeschwindigkeit elektromagnetischer Wellen beträgt im Vakuum c_0 = 299 792,458 km/s ≈ 300 000 km/s. Sie ist unabhängig von der Energie der einzelnen Gammaquanten (Photonen). Die Energie eines einzelnen Quants ist nur von seiner Wellenlänge bzw. seiner Frequenz abhängig. Je kleiner die Wellenlänge (bzw. je größer die Frequenz) eines Quants, desto größer ist auch seine Energie (Abb. 3.6.1).

Die Tabelle 3.6.1 zeigt, daß die Energie der Gammaquanten bis zu 10^7 mal so groß sein kann wie die Energie der Lichtquanten.

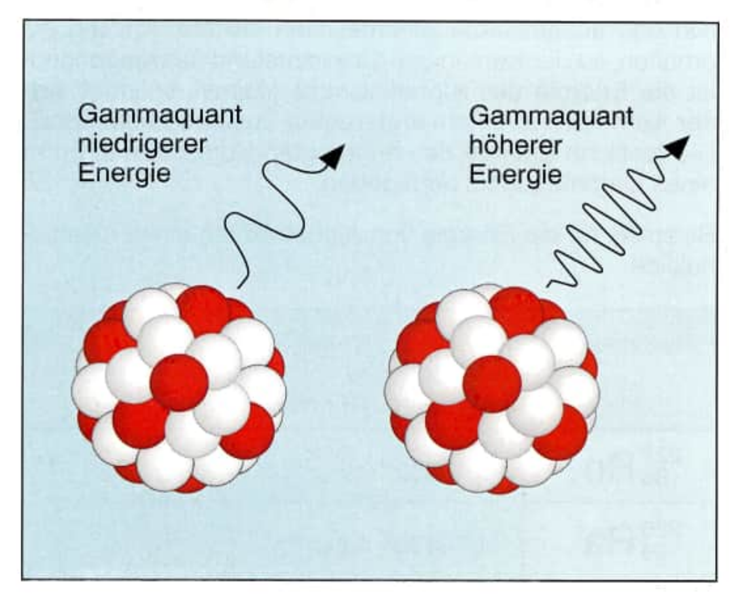


Abb. 3.6.1
Wellenlänge bzw. Frequenz eines Quants bestimmen seine Energie

Strahlenart		Frequenz in s^{-1}	Wellenlänge in m	Energie in eV	Energie in J
Niederfrequenz	Hz	$3 \cdot 10^0$	10^8	$1{,}24 \cdot 10^{-14}$	$1{,}99 \cdot 10^{-33}$
		$3 \cdot 10^1$	10^7	$1{,}24 \cdot 10^{-13}$	$1{,}99 \cdot 10^{-32}$
		$3 \cdot 10^2$	10^6	$1{,}24 \cdot 10^{-12}$	$1{,}99 \cdot 10^{-31}$
	kHz	$3 \cdot 10^3$	10^5	$1{,}24 \cdot 10^{-11}$	$1{,}99 \cdot 10^{-30}$
Hochfrequenz (LW, MW, KW, UKW)		$3 \cdot 10^4$	10^4	$1{,}24 \cdot 10^{-10}$	$1{,}99 \cdot 10^{-29}$
		$3 \cdot 10^5$	10^3	$1{,}24 \cdot 10^{-9}$	$1{,}99 \cdot 10^{-28}$
	MHz	$3 \cdot 10^6$	10^2	$1{,}24 \cdot 10^{-8}$	$1{,}99 \cdot 10^{-27}$
		$3 \cdot 10^7$	10	$1{,}24 \cdot 10^{-7}$	$1{,}99 \cdot 10^{-26}$
		$3 \cdot 10^8$	1	$1{,}24 \cdot 10^{-6}$	$1{,}99 \cdot 10^{-25}$
Höchstfrequenz (Radar)	GHz	$3 \cdot 10^9$	10^{-1}	$1{,}24 \cdot 10^{-5}$	$1{,}99 \cdot 10^{-24}$
		$3 \cdot 10^{10}$	10^{-2}	$1{,}24 \cdot 10^{-4}$	$1{,}99 \cdot 10^{-23}$
		$3 \cdot 10^{11}$	10^{-3}	$1{,}24 \cdot 10^{-3}$	$1{,}99 \cdot 10^{-22}$
IR	THz	$3 \cdot 10^{12}$	10^{-4}	$1{,}24 \cdot 10^{-2}$	$1{,}99 \cdot 10^{-21}$
		$3 \cdot 10^{13}$	10^{-5}	$1{,}24 \cdot 10^{-1}$	$1{,}99 \cdot 10^{-20}$
Licht		$3 \cdot 10^{14}$	10^{-6}	$1{,}24 \cdot 10^{0}$	$1{,}99 \cdot 10^{-19}$
UV		$3 \cdot 10^{15}$	10^{-7}	$1{,}24 \cdot 10^{1}$	$1{,}99 \cdot 10^{-18}$
		$3 \cdot 10^{16}$	10^{-8}	$1{,}24 \cdot 10^{2}$	$1{,}99 \cdot 10^{-17}$
Röntgenstrahlen		$3 \cdot 10^{17}$	10^{-9}	$1{,}24 \cdot 10^{3}$	$1{,}99 \cdot 10^{-16}$
		$3 \cdot 10^{18}$	10^{-10}	$1{,}24 \cdot 10^{4}$	$1{,}99 \cdot 10^{-15}$
γ-Strahlen; energiereiche Strahlung		$3 \cdot 10^{19}$	10^{-11}	$1{,}24 \cdot 10^{5}$	$1{,}99 \cdot 10^{-14}$
		$3 \cdot 10^{20}$	10^{-12}	$1{,}24 \cdot 10^{6}$	$1{,}99 \cdot 10^{-13}$
		$3 \cdot 10^{21}$	10^{-13}	$1{,}24 \cdot 10^{7}$	$1{,}99 \cdot 10^{-12}$
Quanten der Höhenstrahlung		$3 \cdot 10^{22}$	10^{-14}	$1{,}24 \cdot 10^{8}$	$1{,}99 \cdot 10^{-11}$
		$3 \cdot 10^{23}$	10^{-15}	$1{,}24 \cdot 10^{9}$	$1{,}99 \cdot 10^{-10}$
		$3 \cdot 10^{24}$	10^{-16}	$1{,}24 \cdot 10^{10}$	$1{,}99 \cdot 10^{-9}$

Tabelle 3.6.1
Spektrum elektromagnetischer Wellen

Gammaquanten werden u. a. nach einem Alpha- oder Betazerfall von einem Kern abgestrahlt, wenn dieser noch überschüssige Energie besitzt. Das kann in einer oder in mehreren Stufen geschehen. Die Quanten einer bestimmten Stufe haben alle dieselbe Energie.
Die Anzahl der ausgesandten Quanten kann also größer sein als die Anzahl der umgewandelten Atomkerne.

Beispiele für die Energie von Gammaquanten einiger Radionuklide:

Radionuklid	Umwandlungsart	Energie der häufigsten Gammaquanten in der Reihenfolge abnehmender Häufigkeit (in MeV)
$^{7}_{4}Be$	K	0,478
$^{16}_{7}N$	β^-	6,129 ; 7,115; ....
$^{22}_{11}Na$	β^+	1,275
$^{235}_{92}U$	α	0,186; ....

Tabelle 3.6.2
Gammaquanten einiger Radionuklide [61, S. 6 u. 7]

3.7 Erzeugung von Wärme durch radioaktive Stoffe

Alpha- und Betateilchen, die aus radioaktiven Atomkernen ausgeschleudert werden, besitzen aufgrund ihrer Masse und ihrer Geschwindigkeit Bewegungsenergie. Je größer Masse und Geschwindigkeit sind, desto größer ist die Bewegungsenergie.

Da der radioaktive Atomkern beim Ausschleudern eines Teilchens einen Rückstoß erfährt, besitzt er ebenfalls Bewegungsenergie (Abb. 3.7.1). Ausgesandte Teilchen und Rückstoßkerne stoßen mit den in unmittelbarer Umgebung vorhandenen Atomen zusammen und versetzen diese in heftigere Bewegungen. Das macht sich als Temperaturerhöhung bemerkbar. Eine radioaktive Substanz hat also immer eine höhere Temperatur als die in der Nähe befindlichen nichtradioaktiven Substanzen.

1 g Radium einschließlich aller radioaktiver Folgeprodukte gibt in jeder Stunde etwa 711,8 J an die Umgebung ab. Dabei wird der bei weitem überwiegende Anteil der Energie von den Alphateilchen abgegeben. Dieser je Stunde abgegebene Energiebetrag würde ausreichen, die Temperatur von etwa 1,7 g Wasser von 0 °C auf 100 °C zu erhöhen. [20, S. 242]

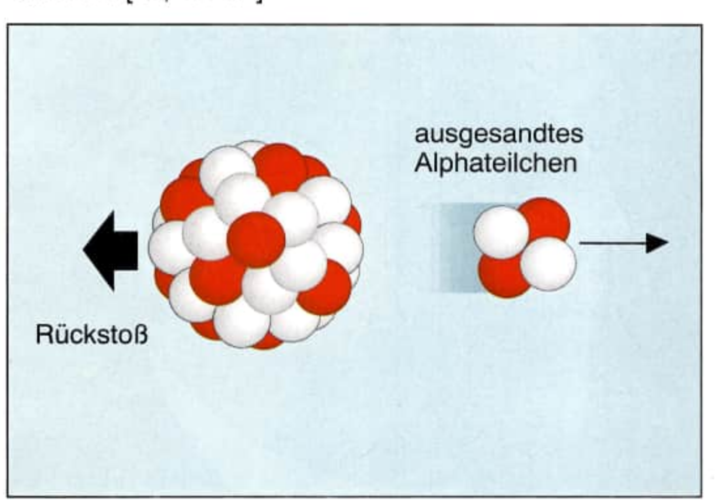


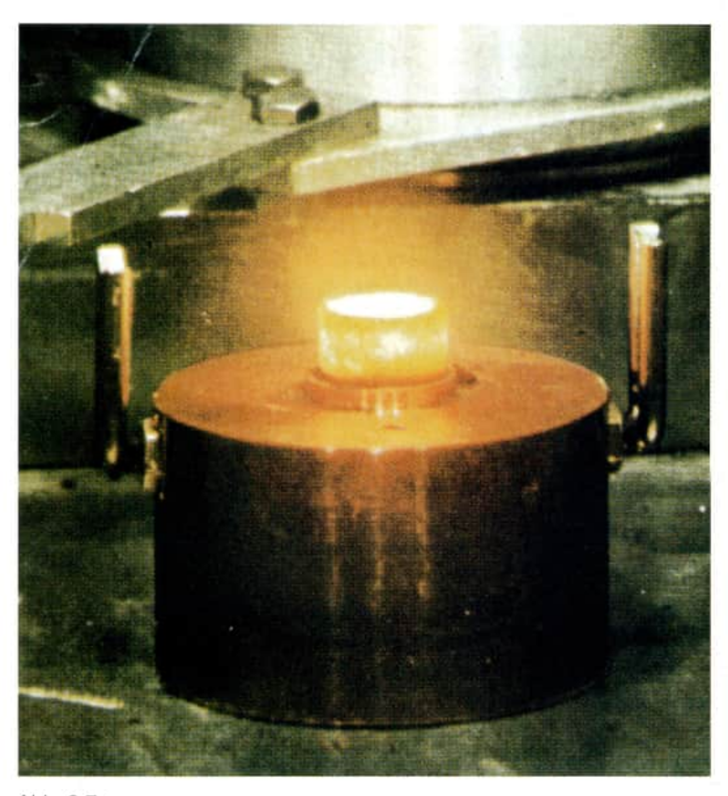
Abb. 3.7.1
Beim Ausschleudern eines Alphateilchens erfährt der Kern einen Rückstoß

Bei größeren Massen radioaktiver Stoffe, deren Aktivität sehr hoch ist, kann die Erwärmung so stark sein, daß sich der Stoff bis zum Glühen erhitzt. Abb. 3.7.2 zeigt eine glühende Säule aus Curiumoxid. Das Radionuklid ist Curium-242. Es sendet Alphateilchen mit recht hohen Anfangsenergien aus (6,113 MeV und 6,069 MeV).

Kernreaktionsgleichung:

$$^{242}_{96}Cm \rightarrow \, ^{238}_{94}Pu + \, ^{4}_{2}He$$

Auch die bei Kernkraftwerken in den Brennstäben anfallenden künstlichen Radionuklide (Spaltprodukte) erwärmen die Brennstäbe so stark, daß diese nach Entnahme aus dem Reaktor zur ständigen Kühlung in einem Wasserbecken aufbewahrt werden müssen. Die Wärmeproduktion klingt im Laufe der Zeit ab [vgl. 8.1 u. 8.2].


Abb. 3.7.2
„Selbsterhitzung" eines Zylinders aus Curiumoxid. Die Wärmeleistung dieser Probe beträgt etwa 300 W Quelle: Oak Ridge National Laboratory, Tennessee

4 Kernspaltung und Kettenreaktion

4.1 Die Entdeckung der Kernspaltung

Im Jahr 1932 gelang dem Engländer Chadwick, die sehr durchdringenden Strahlen richtig zu deuten, die beim Beschuß von Beryllium mit Alphateilchen entstehen.

Kernreaktionsgleichung:

$$^{4}_{2}He + ^{9}_{4}Be \rightarrow ^{12}_{6}C + ^{1}_{0}n + \gamma$$

Die dabei auftretenden Teilchen nannte er wegen ihres elektrisch neutralen Charakters Neutronen.

Nachdem das Proton bereits 1919 durch Rutherford entdeckt worden war, konnte man nun endlich den Aufbau der Atomkerne aus Protonen und Neutronen erklären. Gleichzeitig hatte man ein Teilchen zur Verfügung, das sich relativ leicht in andere Atomkerne einbauen ließ. Ein Neutron wird von den positiven Ladungen der Protonen nicht abgestoßen, da es ungeladen ist.

Die freien Neutronen wurden zunächst zur Erzeugung künstlicher Isotope benutzt.

Beispiel einer Isotopenerzeugung mit stabilem Endkern:

$$^{1}_{0}n + ^{1}_{1}H \rightarrow ^{2}_{1}H + \gamma$$

Beispiel einer Isotopenerzeugung mit radioaktivem Endkern:

$$^{19}_{9}F + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{20}_{9}F \quad \text{(Aktivierung)}$$

$$^{20}_{9}F \xrightarrow[\text{HWZ } 11{,}0\text{ s}]{} ^{20}_{10}Ne + ^{0}_{-1}e \quad \text{(radioaktiver Zerfall)}$$

Beim Beschuß von Uran und Thorium mit Neutronen wurde 1934 erstmals die Vermutung geäußert, es könnten Elemente mit einer Kernladungszahl über 92 entstehen (Transurane). Gleichzeitig tauchte im selben Jahr die Vermutung auf, daß bei der Beschießung schwerer Kerne mit Neutronen die Kerne in mehrere Bruchstücke zerfallen könnten. Diese Annahme wurde aber nicht weiter überprüft. Man bemühte sich zunächst, von den einzelnen Elementen Isotope herzustellen.

In Berlin waren die Chemiker Otto Hahn und Fritz Strassmann (bis 1938 zusammen mit der Physikerin Lise Meitner) damit beschäftigt, die geringen Mengen der erzeugten Isotope zu identifizieren.
Chemische Untersuchungen legten die Annahme nahe, daß beim Beschuß von Uran mit Neutronen Radiumisotope entstanden seien. In einem Aufsatz, den Otto Hahn und Fritz Strassmann im Dezember 1938 der Zeitschrift "Naturwissenschaften" zur Publikation eingereicht hatten und der im Januar 1939 erschien, heißt es : „Unsere ‚Radium-Isotope' haben die Eigenschaften des Bariums; als Chemiker müßten wir eigentlich sagen, bei den neuen Körpern handelt es sich nicht um Radium, sondern um Barium" [33, S. 36].

Durch Gedankenaustausch mit anderen Forschern, vor allem mit der nach Schweden emigrierten Lise Meitner, festigte sich die Überzeugung, daß beim Beschuß von Uran mit Neutronen tatsächlich radioaktives Barium entstanden war. Das konnte dann aber nichts anderes bedeuten, als daß Urankerne gespalten worden waren.

Eine zweite Arbeit von Hahn und Strassmann, die im Januar 1939 zur Veröffentlichung eingereicht worden war, trägt bereits den Titel: „Nachweis der Entstehung aktiver Bariumisotope aus Uran und Thorium durch Neutronenbestrahlung; Nachweis weiterer aktiver Bruchstücke bei der Kernspaltung" [33, S. 37].

In diesem Aufsatz wird also erstmals das Wort Kernspaltung veröffentlicht, das von Lise Meitner und ihrem Mitarbeiter Frisch geprägt worden war. Es wird darin gleichzeitig aufgezeigt, daß als Spaltprodukte nicht nur Barium, sondern auch radioaktive Isotope des Strontiums und Yttriums entstanden waren.

Zur großen Überraschung der Forscher war damit die Kernspaltung nachgewiesen worden. Bis dahin hatte man angenommen, daß von einem Atomkern maximal zwei Neutronen und zwei Protonen (Alphateilchen) abgespalten werden können.

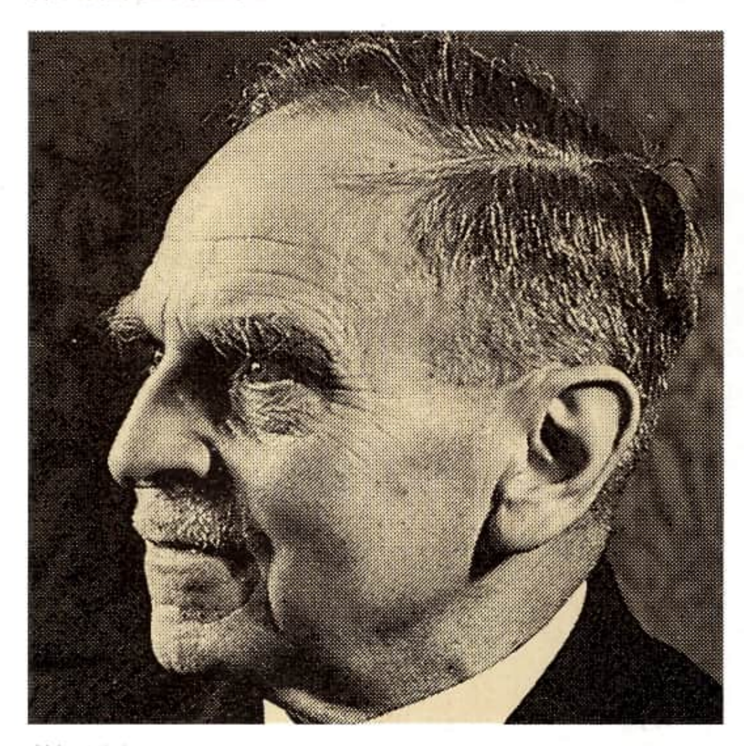


Abb. 4.1.1
Nobelpreisträger Otto Hahn, * 1879, †1968

4.2 Kernspaltung und Spaltprodukte

Es ist nachgewiesen worden, daß grundsätzlich alle Atomkerne gespalten werden können. Bei bestimmten Uran- und Plutoniumisotopen ist aber die Spaltung mit Hilfe von Neutronen besonders leicht durchzuführen. Außerdem wird bei der Spaltung dieser Kerne mehr Energie frei, als dafür aufgewendet werden muß (exotherme Reaktion).

In der Natur kommen drei Uranisotope vor, U–234, U–235 und U–238. Sie sind Alphastrahler mit unterschiedlichen Halbwertszeiten (Tabelle 4.2.1).

Isotop	Zerfallsart	Halbwerts-zeit	Isotopen-häufigkeit
U–234	α	$2{,}446 \cdot 10^5$ a	0,005 %
U–235	α	$7{,}038 \cdot 10^8$ a	0,720 %
U–238	α	$4{,}468 \cdot 10^9$ a	99,275 %

Tabelle 4.2.1
Die natürlichen Uranisotope

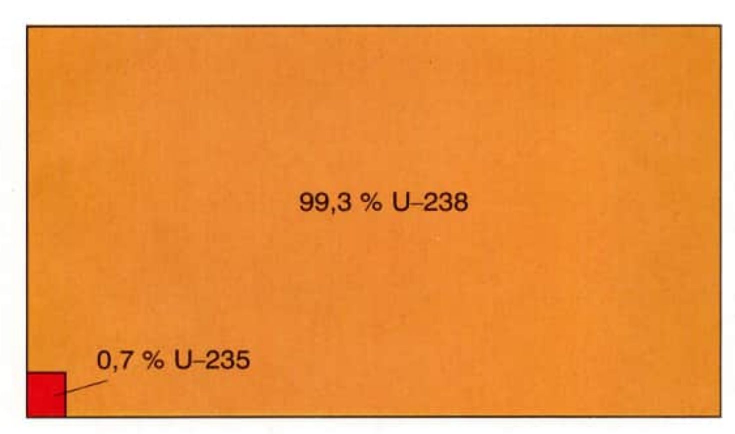


Abb. 4.2.1
Zusammensetzung des natürlichen Urans (gerundete Werte)

Alle drei Uranisotope haben zusätzlich die Eigenschaft (wie die meisten Transurane auch), sich spontan zu spalten. Die Spontanspaltung ergibt sich aus der Tatsache, daß bei schweren Atomkernen die Abstoßung zwischen den Protonen etwa so groß ist wie die zusammenhaltenden Kernkräfte. Die Stabilität solcher Kerne ist dadurch sehr geschwächt. Da Spontanspaltungen bei Uran sehr selten vorkommen, spielen sie für die Kerntechnik praktisch keine Rolle. Es werden deshalb hier nur Kernspaltungen beschrieben, die durch Neutronenbeschuß künstlich ausgelöst werden. Dabei verhalten sich die Uranisotope gegenüber Neutronenbeschuß unterschiedlich.

Bei Uran–238 wird eine Spaltung nur selten erreicht, und dann nur bei hoher Energie (Geschwindigkeit) der Neutronen. Die Kerne des Uran–235 lassen sich dagegen sehr viel leichter sowohl durch schnelle als auch durch thermische (langsame) Neutronen spalten. Mit langsamen Neutronen gelingt die Spaltung aber besonders leicht. Uran–234 spielt für Kernspaltungen wegen seines geringen Vorkommens in der Natur praktisch keine Rolle (Kernspaltung von Plutonium vgl. 4.5 u. 6.3).

Bei den in der Bundesrepublik Deutschland betriebenen Kernkraftwerken werden Kerne des Uran–235 (und z. T. auch des Plutonium–239) gespalten. Dafür braucht das Uran nicht als Element vorzuliegen. Es ist auch in Form chemischer Verbindungen (z.B. als UO_2) spaltbar.

Eine Kernspaltung läßt sich durch eine Kernreaktionsgleichung beschreiben.

Beispiel:

$$^{235}_{92}\mathrm{U} + {}^{1}_{0}\mathrm{n} \rightarrow {}^{236}_{92}\mathrm{U} \rightarrow {}^{89}_{36}\mathrm{Kr} + {}^{144}_{56}\mathrm{Ba} + 3\,{}^{1}_{0}\mathrm{n} + \gamma$$

Trifft ein langsames (thermisches) Neutron auf einen Atomkern des Uran–235, wird es in den Kern aufgenommen. Es entsteht ein hochangeregter Zwischenkern des Isotops Uran–236. Seine Lebensdauer beträgt nur etwa 10^{-14} s (Abb. 4.2.2).

Der neue Kern versucht, seine Anregungsenergie abzugeben. In etwa 6 von 7 Fällen tritt eine Spaltung ein, in einem Fall geht der Atomkern durch Aussenden eines Gammaquants in das langlebige Isotop Uran–236 über (Alphastrahler, HWZ $2{,}342 \cdot 10^7$ a).

Die Spaltung kann man sich im Modell so vorstellen, daß nach dem Einfang des Neutrons der Urankern zu schwingen beginnt, sich ellipsenförmig verformt, hantelförmig einschnürt und letztlich in zwei mittelschwere Trümmerkerne sowie in zwei bis drei Neutronen zerfällt (Abb. 4.2.2).

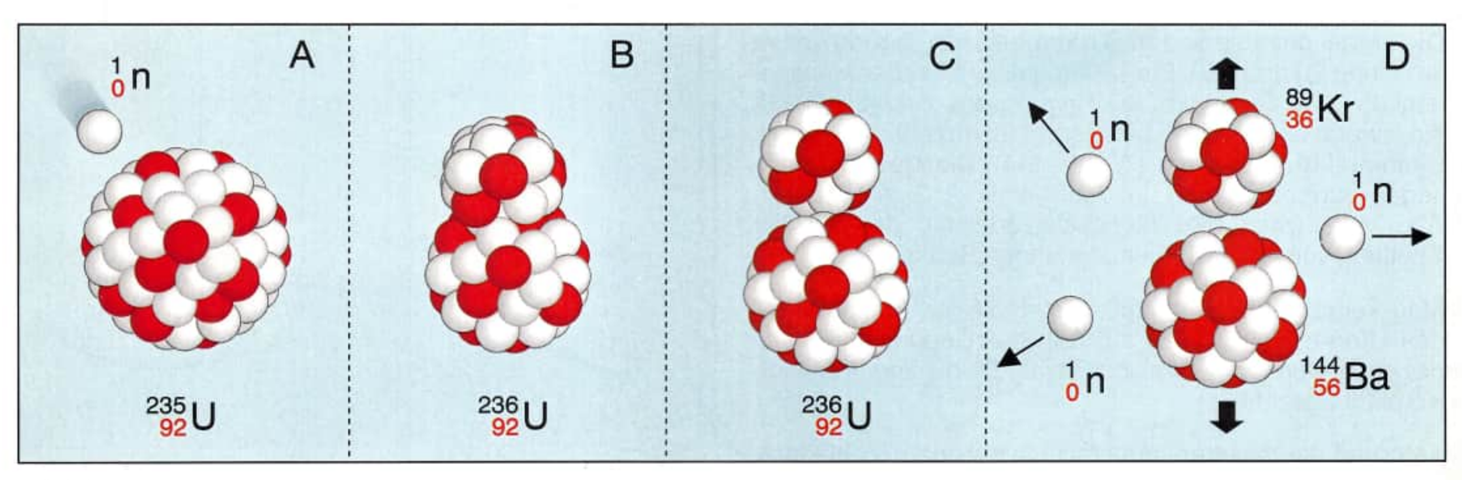


Abb. 4.2.2
Vier-Phasen-Modell zur Kernspaltung

An der Stelle der Einschnürung berühren sich nur wenige Nukleonen, so daß nur noch geringe Kernkräfte für den Zusammenhalt zur Verfügung stehen. Die abstoßenden elektrischen Kräfte zwischen den Protonen werden zwar mit zunehmender Entfernung etwas kleiner, sie bleiben aber insgesamt bestehen. Von einer bestimmten Einschnürung ab überwiegen sie schließlich und treiben die beiden Teile des Kerns auseinander. Außerdem überwiegt die Tendenz der Kernteilchen, sich zu kleineren Kernen zusammenzuballen, weil das energetisch günstiger ist (vgl. 1.4).

Die Spaltung eines Kerns Uran–235 kann verschiedene Trümmerkerne ergeben. Dabei muß die Summe der Kernladungszahlen der Trümmerkerne gleich der Kernladungszahl des Uran sein. Die Massenzahlen der Trümmerkerne und der frei gewordenen Neutronen betragen stets 236.

Beispiele:

$$^{235}_{92}U + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{236}_{92}U \rightarrow ^{147}_{57}La + ^{87}_{35}Br + 2\,^{1}_{0}n$$

$$^{235}_{92}U + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{236}_{92}U \rightarrow ^{147}_{60}Nd + ^{86}_{32}Ge + 3\,^{1}_{0}n$$

$$^{235}_{92}U + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{236}_{92}U \rightarrow ^{89}_{36}Kr + ^{144}_{56}Ba + 3\,^{1}_{0}n$$

$$^{235}_{92}U + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{236}_{92}U \rightarrow ^{85}_{34}Se + ^{148}_{58}Ce + 3\,^{1}_{0}n$$

$$^{235}_{92}U + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{236}_{92}U \rightarrow ^{103}_{42}Mo + ^{131}_{50}Sn + 2\,^{1}_{0}n$$

$$^{235}_{92}U + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{236}_{92}U \rightarrow ^{137}_{53}I + ^{96}_{39}Y + 3\,^{1}_{0}n$$

$$^{235}_{92}U + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{236}_{92}U \rightarrow ^{143}_{54}Xe + ^{90}_{38}Sr + 3\,^{1}_{0}n$$

$$^{235}_{92}U + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{236}_{92}U \rightarrow ^{137}_{55}Cs + ^{96}_{37}Rb + 3\,^{1}_{0}n$$

$$^{235}_{92}U + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{236}_{92}U \rightarrow ^{90}_{36}Kr + ^{144}_{56}Ba + 2\,^{1}_{0}n$$

$$^{235}_{92}U + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{236}_{92}U \rightarrow ^{135}_{52}Te + ^{98}_{40}Zr + 3\,^{1}_{0}n$$

$$^{235}_{92}U + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{236}_{92}U \rightarrow ^{133}_{51}Sb + ^{101}_{41}Nb + 2\,^{1}_{0}n$$

$$^{235}_{92}U + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{236}_{92}U \rightarrow ^{129}_{51}Sb + ^{104}_{41}Nb + 3\,^{1}_{0}n$$

Die Massenzahlen der Trümmerkerne liegen etwa zwischen 70 und 160. Ein Maximum liegt bei der Massenzahl 95 (z. B. Strontium–90, Krypton–89, Zirkonium–93), ein zweites Maximum bei der Massenzahl 140 (z. B. Barium–140, Cäsium–137, Cer–144). Die Massenzahlen liegen am häufigsten im Verhältnis 2:3 zueinander. Abb. 4.2.3 zeigt die Häufigkeitsverteilung der bei der Spaltung von Uran–235 entstehenden Spaltprodukte.

Man kennt heute etwa 200 verschiedene Spaltprodukte des Uran–235, die sich auf 35 verschiedene Elemente beziehen (von Zink/Kernladungszahl 30 bis zum Terbium/Kernladungszahl 65).

Aufgrund des Neutronenüberschusses sind die Spaltprodukte zum großen Teil radioaktiv. Sie wandeln sich unter Aussenden von Betastrahlen in stabile Kerne um. Dabei werden ganze Zerfallsreihen durchlaufen. Es ist aber auch Neutronenemission möglich (vgl. 7.1).

Natururan	ca. 99,3 % Uran–238 ca. 0,7 % Uran–235
Angereichertes Uran für Brennelemente (vgl.5.7)	96,5 % U–238 3,5 % U–235
„Abgebranntes" Uran (Abbrand z. B. 33 000 MWd / t) *)	ca. 95,0 % U–238 ca. 0,8 % U–235 ca. 0,9 % Pu ca. 3,2 % Spaltprodukte ca. 0,1 % übrige Aktiniden **)

Tabelle 4.2.2
Radionuklide im Kernbrennstoff

*) 1 MWd = 24 000 kWh. Ein Abbrand von 33 000 MWd/t bedeutet, daß der Brennstoff solange eingesetzt wird, bis pro Tonne eine Energie von 33 000 MWd gewonnen worden ist.

**) Als Aktiniden bezeichnet man die Elemente mit den Kernladungszahlen 89 (Aktinium) bis 109.

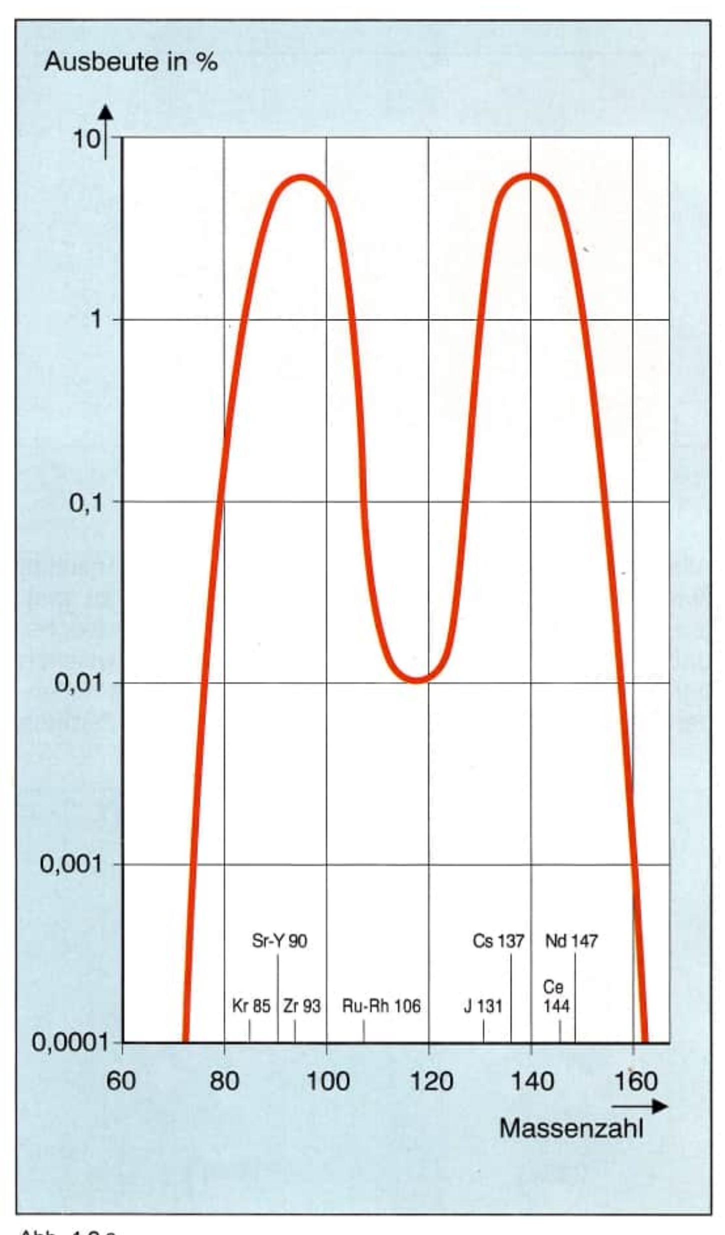


Abb. 4.2.3
Häufigkeitsverteilung der bei der Spaltung von Uran–235 entstehenden Spaltprodukte

4.3 Energiebilanz bei der Kernspaltung

Im Urankern sind die Nukleonen (Protonen und Neutronen) mit einer mittleren Energie von etwa 7,6 MeV pro Nukleon gebunden. In den kleineren Spaltproduktkernen mit Massenzahlen zwischen 80 und 150 beträgt die mittlere Bindungsenergie je Nukleon aber etwa 8,5 MeV. Die Differenz von 0,9 MeV je Nukleon wird bei der Kernspaltung freigesetzt (vgl. 1.4). Da der Urankern 235 Nukleonen besitzt, ergibt sich bei jeder Spaltung ein Energiebetrag ΔW = 0,9 MeV • 235 ≈ 210 MeV. Er setzt sich aus folgenden Teilbeträgen zusammen (Tabelle 4.3.1):

Bewegungsenergie der Trümmerkerne	175 MeV
Bewegungsenergie der prompten Neutronen *)	5 MeV
Bei der Kernspaltung auftretende prompte Gammastrahlung	7 MeV
Energie der Betateilchen (Betazerfall der Trümmerkerne)	7 MeV
Energie der Gammaquanten (Gammazerfall der Trümmerkerne)	6 MeV
Energie der Neutrinos	10 MeV
Summe	210 MeV

*)Prompte Neutronen entstehen unmittelbar im Zusammenhang mit der Kernspaltung

Tabelle 4.3.1
Energiefreisetzung bei der Kernspaltung

Die auseinanderfliegenden Spaltprodukte sowie die Neutronen versetzen das sie umgebende Kristallgitter in heftigere Schwingungen und erhöhen dadurch seine Temperatur.

Von dem Energiebetrag ΔW = 210 MeV können in einem Kernreaktor nur etwa 190 MeV = 1,9 • 10^8 eV genutzt werden, das sind rund 90 %. (Die Energie der prompten Gammastrahlen wird nur z. T. im Innern des Reaktors absorbiert. Die Zerfallsenergie der Trümmerkerne wird z. T. erst im radioaktiven Abfall außerhalb des Reaktors frei. Die Energie der Neutrinos kann praktisch gar nicht genutzt werden, da sie mit Materie kaum wechselwirken).
Die pro Kernspaltung nutzbare Energie von 1,9 • 10^8 eV ist ein sehr kleiner Betrag. Um 1 J Wärme zu erzeugen, müssen $n \approx$ 33 Mrd. Urankerne gespalten werden.

$$1\,\text{J} = 6{,}242 \cdot 10^{18}\,\text{eV}$$

$$n = \frac{6{,}242 \cdot 10^{18}\,\text{eV}}{1{,}9 \cdot 10^{8}\,\text{eV}} \approx 3{,}3 \cdot 10^{10} = 33\,\text{Mrd.}$$

Um bei 1 kg Wasser die Temperatur von 0 °C auf 100 °C zu erhöhen, sind ΔW_{th} = 4,2 • 10^5 J erforderlich. Um diese Wärmemenge aus Kernenergie zu erzeugen, wären W_K = 4,2 • 10^5 • 3,3 • 10^{10} ≈ 1,4 • 10^{16} Kerne des Uran–235 zu spalten. Das entspricht einer Masse an reinem Uran–235 von etwa m = 5,5 μg (235 g U–235 bestehen aus 6,023 • 10^{23} Atomen, vgl. 2.5).

Wieviel Urankerne gespalten werden müßten, wenn der Jahresbedarf an elektrischer Energie der Stadt Hamburg vollständig aus Kernenergie gedeckt werden sollte, zeigt folgende Rechnung:

• Jahresbedarf für Hamburg:

$$W_{el} \approx 10 \cdot 10^9\,\text{kWh} = 3{,}6 \cdot 10^{16}\,Ws$$

• Da der Wirkungsgrad von Kernkraftwerken etwa 0,34 ist, muß im Kraftwerk zunächst rund 3 mal soviel Wärmeenergie erzeugt werden.

$$W_{th} = 3 \cdot 3{,}6 \cdot 10^{16}\,Ws = 10{,}8 \cdot 10^{16}\,Ws = 10{,}8 \cdot 10^{16}\,\text{J}$$

• Die Einheit J wird in die Einheit eV umgerechnet.

$$1\,\text{J} = 6{,}242 \cdot 10^{18}\,\text{eV}$$

$$10{,}8 \cdot 10^{16}\,\text{J} = 6{,}242 \cdot 10^{18}\,\text{eV} \cdot 10{,}8 \cdot 10^{16} \approx 6{,}74 \cdot 10^{35}\,\text{eV}$$

Für den gesamten Energiebetrag von W = 6,74 • 10^{35} eV ergibt sich eine unvorstellbar große Anzahl von Kernspaltungen.

$$n = \frac{6{,}74 \cdot 10^{35}\,\text{eV}}{1{,}9 \cdot 10^{8}\,\text{eV}} \approx 3{,}55 \cdot 10^{27}$$

Es bedeutet also, daß in einem Kernkraftwerk n = 3,55 • 10^{27} Urankerne gespalten werden müssen, um eine Wärmeenergie von W_{th} = 10,8 • 10^{16} J zu erhalten, die dann zu 34% in W_{el} = 3,6 • 10^{16} Ws = 10 • 10^9 kWh umgewandelt werden.

• Die n = 3,55 • 10^{27} gespaltenen Atomkerne haben vor der Spaltung eine bestimmte Masse. Sie kann über die Loschmidtsche Zahl (vgl. 2.5) berechnet werden.

6,023 • 10^{23} Uranatome haben eine Masse 235 g

3,55 • 10^{27} Uranatome haben eine Masse m

$$m = \frac{3{,}55 \cdot 10^{27} \cdot 235\,\text{g}}{6{,}023 \cdot 10^{23}} \approx 1{,}39 \cdot 10^{6}\,\text{g} = 1{,}39\,\text{t}$$

Da die Dichte von Uran $\varrho \approx$ 19 g/cm³ beträgt, hätten 1,39 t Uran ein Volumen von 73 158 cm³. Das entspräche einem Würfel mit der Kantenlänge von etwas weniger als 42 cm = 0,42 m.

• Würde man dieselbe Menge an Wärmeenergie W_{th} = 10,8 • 10^{16} J durch Verfeuern von Steinkohle erzeugen wollen, wäre eine Masse von m = 3,4 • 10^6 t erforderlich (das 2,5 millionenfache des Urans).

Heizwert von Steinkohle W_h = 31,8 • 10^6 J/kg ≈ 32 • 10^6 J/kg

$$W_{th} = \frac{10{,}8 \cdot 10^{16}\,\text{J} \cdot \text{kg}}{32 \cdot 10^{6}\,\text{J}} \approx 3{,}4 \cdot 10^{9}\,\text{kg} = 3{,}4 \cdot 10^{6}\,\text{t}$$

Da die Dichte (Schüttdichte) von Steinkohle ϱ_{sch} ≈ 1 kg/dm³ beträgt, hätte der Kohleberg ein Volumen von V = 3,4 • 10^9 dm³ = 3,4 • 10^6 m³. Das entspräche einem Würfel mit der Kantenlänge von etwas mehr als 150 m.

4.4 Kettenreaktion im Uran–235

Hahn und Strassmann äußerten bereits in ihren beiden ersten Aufsätzen über die Kernspaltung die Vermutung, daß neben den beiden Spaltprodukten noch einige Neutronen entstehen müßten. Dies wurde von dem französischen Forscher Joliot im März 1939 experimentell bestätigt. Damit hatte man die Möglichkeit erkannt, einen sich selbst erhaltenden Kernspaltungsprozeß ablaufen zu lassen. Unter geeigneten Bedingungen können nämlich die freigesetzten Neutronen sofort weitere Uranatome spalten, so daß ein lawinenartig ablaufender Spaltprozeß entsteht. Er wird allgemein als Kettenreaktion bezeichnet.

Abb. 4.4.1 zeigt den Beginn einer solchen Kettenreaktion im Modell. Geht man davon aus, daß nach jeder Spaltung zwei freie Neutronen zur Verfügung stehen, (tatsächlich sind es im Mittel 2,3), sind es in den weiteren Schritten 4, 8, 16, 32, 64, 128 usw. Wenn genügend Urankerne vorhanden sind, keine Neutronen nach außen verloren gehen oder von Fremdatomen eingefangen werden, verdoppelt sich die Anzahl der Kernspaltungen von Neutronengeneration zu Neutronengeneration, und der gesamte Vorgang läuft lawinenartig ab. Dabei werden ungeheure Mengen an Energie in kürzester Zeit frei.

Bei reinem Uran–235 liegt die Lebensdauer einer Neutronengeneration im Bereich von milliardstel Sekunden (10^{-9} s). 100 Neutronengenerationen wären dann – wenn jedes Neutron eine weitere Kernspaltung auslöst – nach $t = 100 \cdot 10^{-9}$ s $= 10^{-7}$ s $= 0{,}1$ μs entstanden. Geht man davon aus, daß pro Spaltung zwei Neutronen freigesetzt werden, wären nach 100 Generationen also $2^{100} \approx 10^{30}$ Neutronen entstanden. Das sind theoretisch mehr Neutronen, als zur Spaltung auch größerer Massen Uran benötigt würden (Tabelle 4.4.1).

Masse von Uran–235	Anzahl der Atome
0,001 kg = 1 g	ca. $2{,}56 \cdot 10^{21}$
0,235 kg = 235 g *)	$6{,}023 \cdot 10^{23}$
1 kg	ca. $2{,}56 \cdot 10^{24}$
10 kg	ca. $2{,}56 \cdot 10^{25}$
100 kg	ca. $2{,}56 \cdot 10^{26}$
1000 kg = 1 t	ca. $2{,}56 \cdot 10^{27}$

*) 1 mol

Tabelle 4.4.1
Massen von U–235 und Teilchenzahl

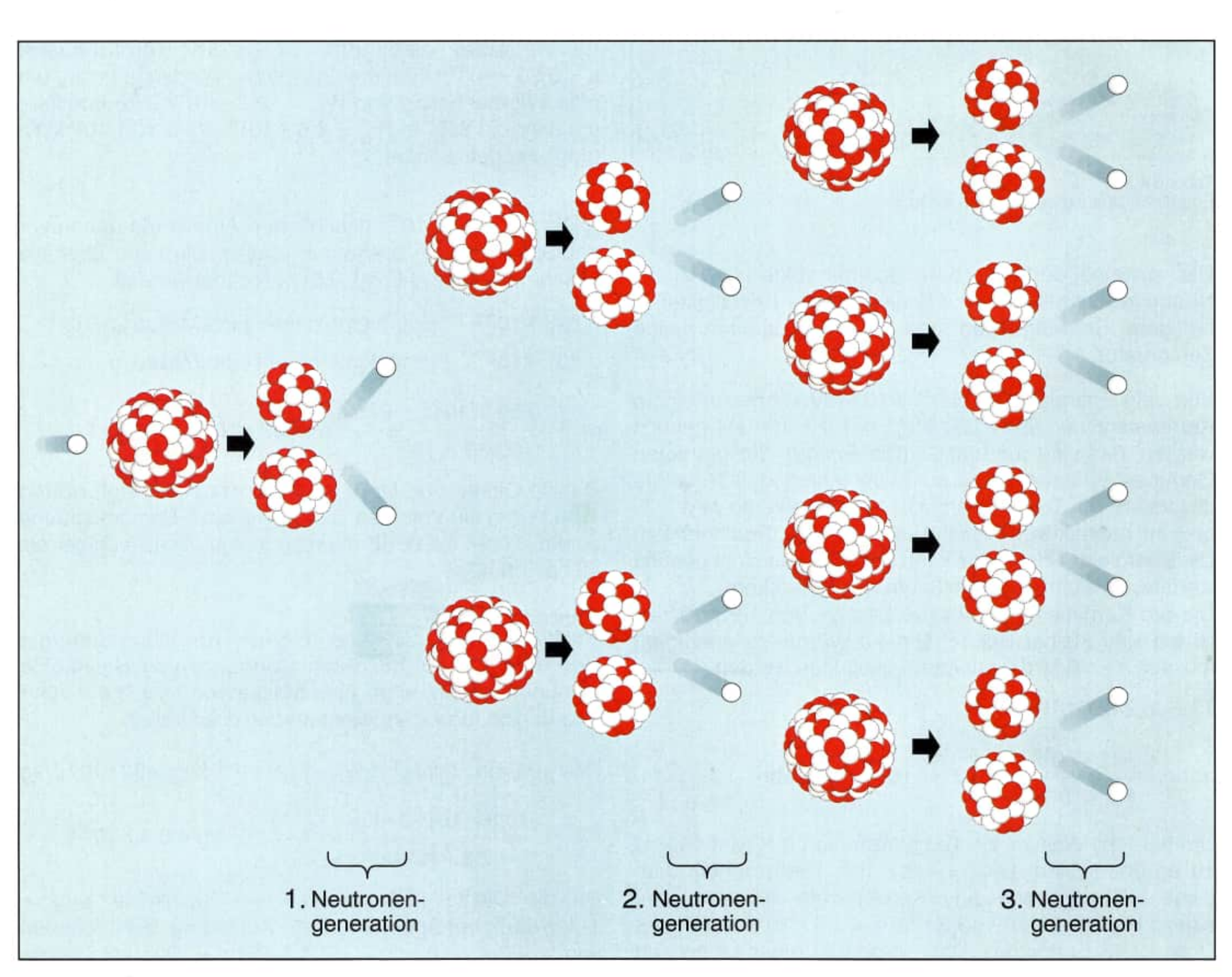


Abb. 4.4.1
Kettenreaktion im Uran–235

Nimmt man an, daß reines Uran–235 in Würfelform vorliegt, das keine neutronenabsorbierenden Fremdatome enthält, ist für die Auslösung einer Kettenreaktion allein entscheidend, daß möglichst wenige Neutronen entweichen. Man erreicht es dadurch, daß eine genügend große Masse gewählt wird. Das Verhältnis der Oberfläche zum Volumen dieser Masse ist dann klein (Abb. 4.4.2).

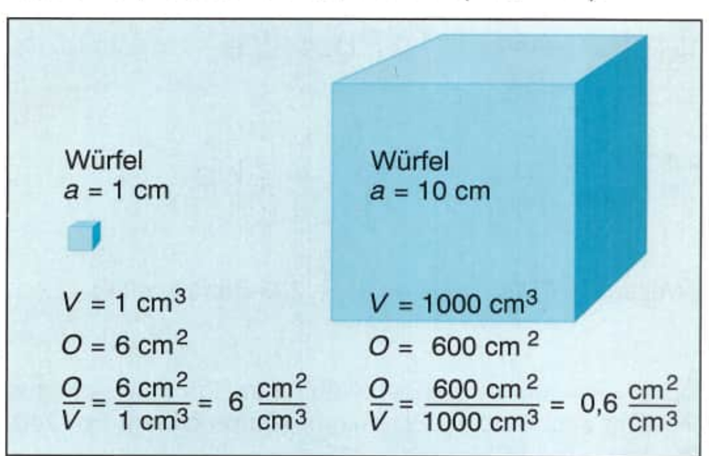


Abb. 4.4.2
Oberfläche und Volumen von Körpern

Diese Mindestmasse, in der eine Kettenreaktion in Gang gesetzt werden kann, wird kritische Masse genannt. Sie beträgt bei Uran–235 etwa 50 kg, wenn das Uran als festes Metall in Kugelform vorliegt und die Neutronen unmoderiert und unreflektiert sind. Der Durchmesser der Kugel liegt dann bei etwa 8,4 cm. Die kritische Masse läßt sich verkleinern, wenn der spaltbare Stoff von einem Reflektor (z. B. Graphit, Beryllium, Schweres Wasser) umgeben ist, der einen Teil der austretenden Neutronen wieder in das Uran zurücklenkt und wenn die Neutronen moderiert werden (Tabelle 4.4.2).

Radionuklid	kleinste kritische Masse bei Kugelform			
	für Metall (schnelle, unmoderierte Systeme)		für wäßrige Lösung bei optimaler Moderation	
	unreflektiert	wasserreflektiert	unreflektiert	wasserreflektiert
U–233	16,5 kg	7,3 kg	1,2 kg	0,59 kg
U–235	49,0 kg	22,8 kg	1,5 kg	0,82 kg
Pu–239	10,0 kg	5,42 kg	0,905 kg	0,53 kg
Pu–240	158,7 kg	148,4 kg		
Pu–241		6,0 kg		0,26 kg
Am–242				0,023 kg
Cf–251				0,010 kg

Tab. 4.4.2
Kritische Massen für einige Radionuklide [40, S. 85]

Da in der natürlichen Umgebungsstrahlung stets freie Neutronen vorhanden sind, würde in einer kritischen Masse immer sofort eine Kettenreaktion ausgelöst.

Aus diesem Grund wird bei Atombomben die kritische Masse in unterkritische Massen aufgeteilt und diese räum-

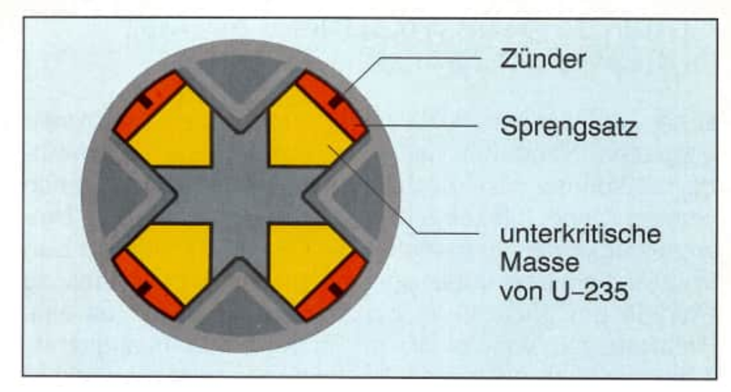


Abb. 4.4.3
Prinzip einer Kernspaltungsbombe (Querschnitt)

lich getrennt voneinander angeordnet (Abb. 4.4.3). Erst im Moment der Zündung der Bombe schießt man die einzelnen Uran-Portionen mit Sprengladungen aufeinander zu und erhält so die kritische Masse. Es setzt dann sofort die Kettenreaktion ein.
(Es sei hier darauf hingewiesen, daß eine solche unkontrollierte Kettenreaktion im Reaktor eines Kernkraftwerkes nicht ablaufen kann. Außerdem sollten sich alle Menschen dafür einsetzen, daß Atombomben niemals zur Explosion gebracht werden.)

Wenn man die Masse der Kernteilchen des Uran–235 und des primären Neutrons mit der Summe der Massen der Spaltprodukte und der sekundären Neutronen vergleicht, so ist nach der Kernspaltung ein geringer Massenverlust festzustellen. Dieser Verlust entspricht der bei der Spaltung frei werdenden Energie.

Nach einem von Einstein 1905 formulierten Gesetz sind Masse und Energie einander äquivalent. Es sind zwei Formen eines und desselben Phänomens. Masse läßt sich in Energie und Energie in Masse überführen.

Das Gesetz lautet:

$W = m \cdot c^2$

W: Energie
m: Masse
c: Vakuumlichtgeschwindigkeit

Bei einer vollständigen Spaltung von 1 kg Uran–235 tritt ein Massenverlust von 1 g auf. Die Spaltprodukte und sekundären Neutronen haben also nur noch eine Masse von 999 g. Dieses 1 g wird in Energie umgewandelt.

$$1\,\text{g} = 10^{-3}\,\text{kg}$$
$$c = 300\,000\,\text{km/s} = 3 \cdot 10^8\,\text{m/s}$$
$$W = 10^{-3}\,\text{kg} \cdot (3 \cdot 10^8)^2\,\frac{\text{m}^2}{\text{s}^2}$$
$$W = 9 \cdot 10^{13}\,\frac{\text{kg} \cdot \text{m}^2}{\text{s}^2}$$

Die Einheit 1 kg wird ersetzt:

$$1\,\text{N} = \frac{1\,\text{kg} \cdot \text{m}}{\text{s}^2} \Rightarrow 1\,\text{kg} = \frac{1\,\text{N} \cdot \text{s}^2}{\text{m}}$$
$$W = 9 \cdot 10^{13}\,\frac{\text{N} \cdot \text{s}^2 \cdot \text{m}^2}{\text{m} \cdot \text{s}^2}$$
$$W = 9 \cdot 10^{13}\,\text{Nm} = 9 \cdot 10^{13}\,\text{J}$$

4.5 Die Erzeugung von Plutonium–239 und von Uran–233

Uran–235 wird am effektivsten von langsamen Neutronen gespalten. Neutronen mittlerer sowie höherer Geschwindigkeit können aber auch von Uran–238 aufgenommen werden. Dabei tritt keine Kernspaltung, sondern eine Umwandlung in das Uran-Isotop U–239 ein. Es wandelt sich in zwei Schritten unter Aussenden von Betateilchen zu Pu–239 um. Pu–239 ist ein Alphastrahler und hat eine Halbwertszeit von 24 110 a. Es wird durch langsame, günstiger aber durch schnelle Neutronen gespalten und ist deshalb für Kernspaltung geeignet (Abb. 4.5.1) (vgl. 6.3).

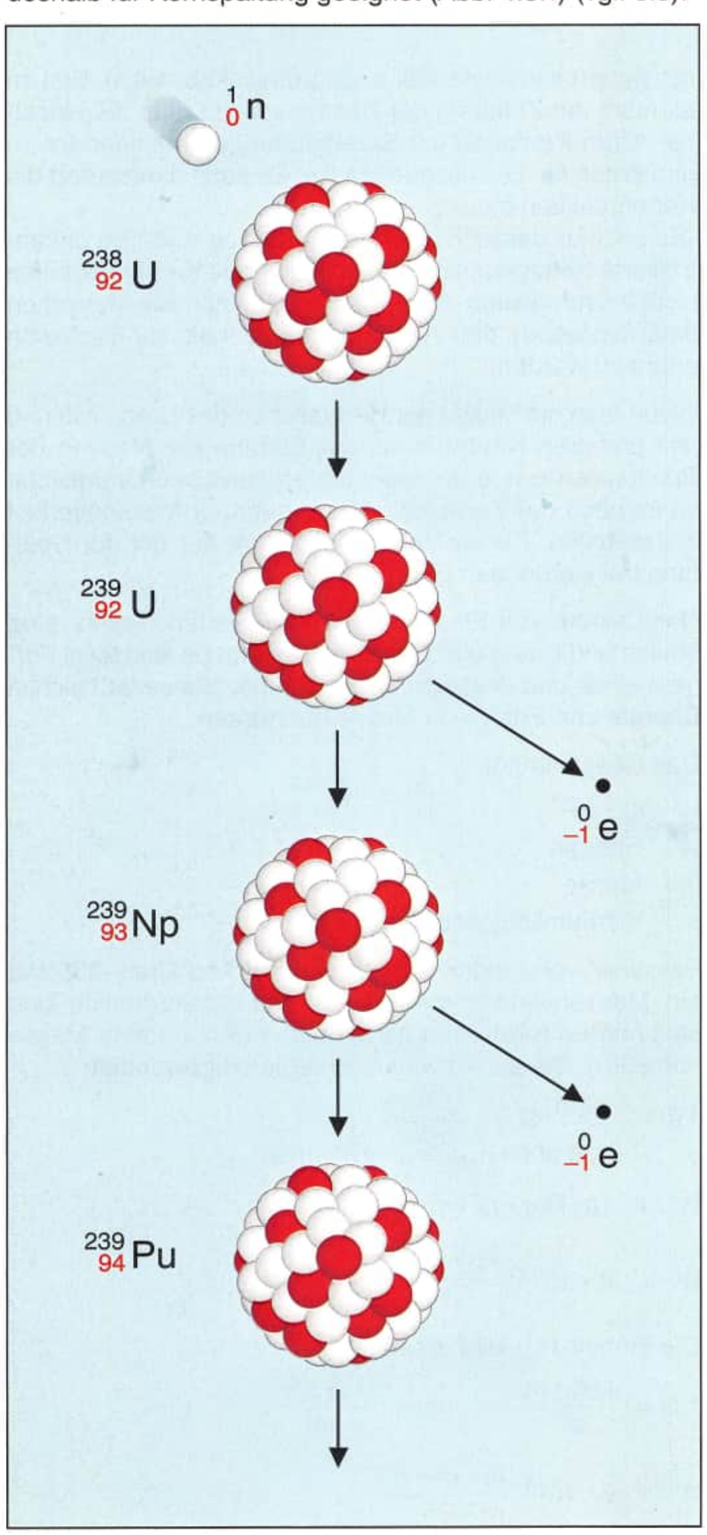


Abb. 4.5.1
Entstehung von Pu–239 aus U–238

$$^{238}_{92}U + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{239}_{92}U$$

$$^{239}_{92}U \xrightarrow[\text{23,5 min}]{\text{HWZ}} ^{239}_{93}Np + ^{0}_{-1}e$$

$$^{239}_{93}Np \xrightarrow[\text{2,355 d}]{\text{HWZ}} ^{239}_{94}Pu + ^{0}_{-1}e$$

$$^{239}_{94}Pu \xrightarrow[2{,}411 \cdot 10^4\text{ a}]{\text{HWZ}} ^{235}_{92}U + ^{4}_{2}He$$

(Weitere Zerfallsprodukte der U–235-Zerfallsreihe).

Durch Aufnahme weiterer Neutronen können sich aus Pu–239 auch andere Plutonium-Isotope bilden, Pu–240, Pu–241 , Pu–242 und Pu– 243.

$$^{239}_{94}Pu + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{240}_{94}Pu + \gamma$$

$$^{240}_{94}Pu + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{241}_{94}Pu + \gamma$$

$$^{241}_{94}Pu + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{242}_{94}Pu + \gamma$$

$$^{242}_{94}Pu + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{243}_{94}Pu + \gamma$$

Je länger die Uran-Brennelemente im Reaktor verbleiben, desto mehr Plutonium bildet sich. Bei dem üblichen Einsatz der Brennelemente sind das etwa 10 g Plutonium pro 1 kg Uran.

Isotop	Halbwertszeit	Bereitschaft für eine Spaltung durch thermische Neutronen (in relativen Einheiten)
Pu–239	$2{,}411 \cdot 10^4$ a	24 750
Pu–240	$6{,}55 \cdot 10^3$ a	1 *)
Pu–241	14,4 a	33 633
Pu–242	$3{,}763 \cdot 10^5$ a	ca. 7
Pu–243	4,956 h	–

Tabelle 4.5.1 [72, S. 8]   *) Der Wert von Plutonium–240 wurde gleich 1 gesetzt.

Plutonium ist das einzige künstliche Element, das in größeren Mengen erzeugt wird. In einem Leichtwasserreaktor mit einer elektrischen Leistung von 1300 MW entstehen jährlich insgesamt etwa 313 kg Plutonium. Davon sind 176 kg Pu–239, 74 kg Pu–240, 46 kg Pu–241 und 17 kg Pu–242. Die Isotope Pu–239 und Pu–241 sind durch thermische Neutronen leicht spaltbar (vgl. 5.2). Pu–243 ist wegen seiner geringen Halbwertszeit reaktortechnisch ohne Bedeutung [56, S. 22].

Das nicht im Reaktor selbst gespaltene Plutonium wird bei der Wiederaufarbeitung der Brennelemente isoliert und in Brennelementen erneut eingesetzt. In den sogenannten Mischoxid-Brennelementen wird neben UO_2 bis zu 5% PuO_2 verwendet.

Plutonium kommt in extrem kleinen Mengen auch in der Natur vor. In Uranerzlagern findet man Spuren von Pu–239, das durch die Neutronen der Höhenstrahlung ständig neu gebildet wird. Es kann auch durch Neutronen erzeugt werden, die bei der Spontanspaltung von U–238 oder U–235 entstehen.
Spuren von Pu–244 (HWZ 8,26 • 10^7 a) stammen wahrscheinlich aus der Entstehungszeit der Erde.

In 1 g natürlichem Uran sind 10^{-11} bis 10^{-12} g Plutonium enthalten. Es bedeutet, daß für die Gewinnung von 1 mg natürlichem Plutonium 1000 t natürliches Uran chemisch aufgearbeitet werden müßten.

Das in der Natur vorkommende Element Thorium–232 kann durch einen ähnlichen Umwandlungsprozeß in Material verwandelt werden, das durch langsame Neutronen spaltbar ist (Abb. 4.5.2).

$$^{232}_{90}\mathrm{Th} + {}^{1}_{0}\mathrm{n} \rightarrow {}^{233}_{90}\mathrm{Th}$$

$$^{233}_{90}\mathrm{Th} \xrightarrow[\text{22,3 min}]{\text{HWZ}} {}^{233}_{91}\mathrm{Pa} + {}^{0}_{-1}\mathrm{e}$$

$$^{233}_{91}\mathrm{Pa} \xrightarrow[\text{27,0 d}]{\text{HWZ}} {}^{233}_{92}\mathrm{U} + {}^{0}_{-1}\mathrm{e}$$

$$^{233}_{92}\mathrm{U} \xrightarrow[1{,}592 \cdot 10^5\ \text{a}]{\text{HWZ}} {}^{229}_{90}\mathrm{Th} + {}^{4}_{2}\mathrm{He}$$

(Weitere Zerfallsprodukte der Pu-Np-Zerfallsreihe)

Ein Thoriumkern absorbiert ein Neutron, so daß das Thoriumisotop–233 entsteht (HWZ 22,3 min). Dieses geht unter Aussenden eines Betateilchens in das Element Protaktinium–233 über (HWZ 27,0 d). Durch eine weitere Beta-Emission wandelt sich das Protaktinium–233 in das Uran–233 um (HWZ 159 200 a).

Die gezielte Gewinnung von Plutonium–239 und Uran–233 bezeichnet man allgemein als „breeding" (Brüten). Auf diesem Vorgang beruht die Funktion eines sog. Brutreaktors.

Eine Umwandlung von Uran–238 in Plutonium–239 findet in bestimmtem Umfang aber auch in jedem Leichtwasserreaktor statt, wie er sich heute in den üblichen Kernkraftwerken befindet. Diese Plutoniumkerne stehen dann auch für Kernspaltungen zur Verfügung.

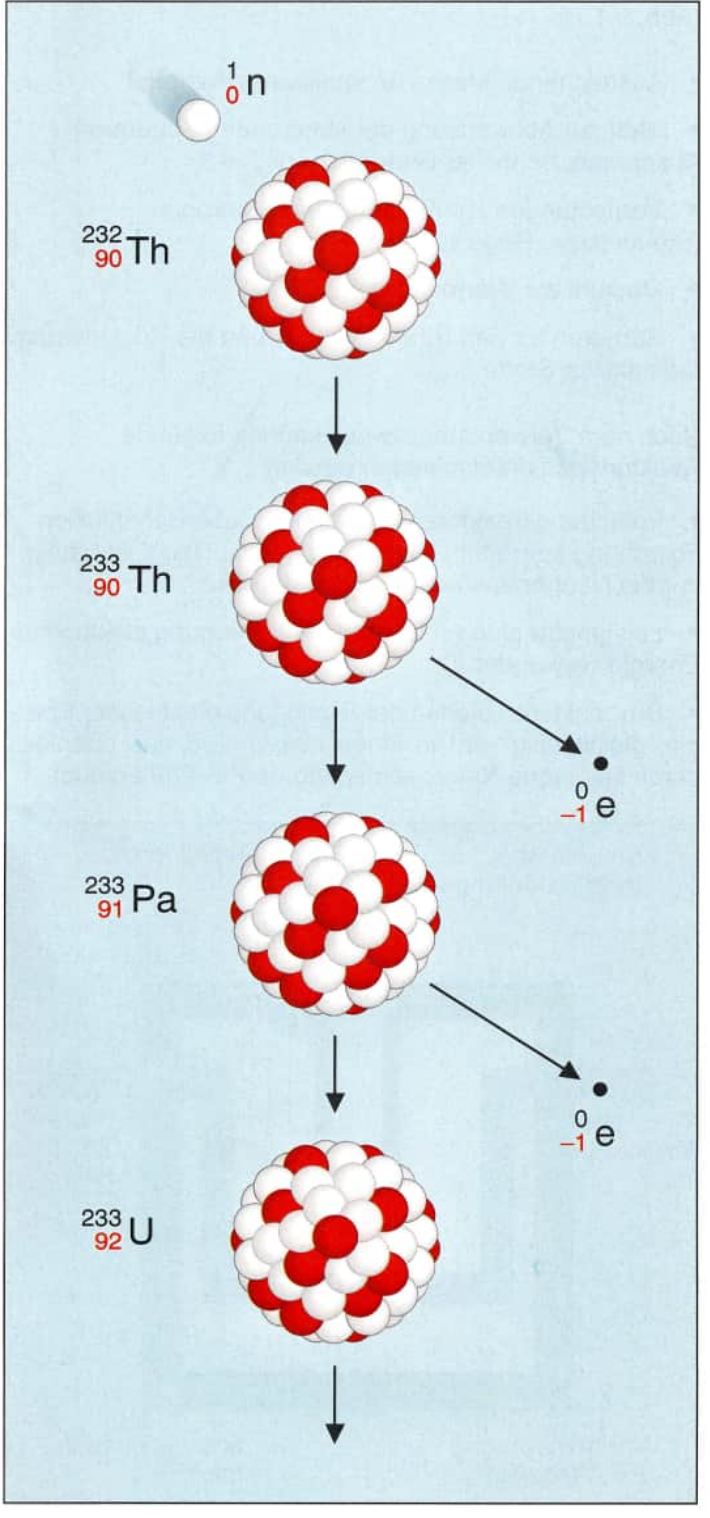


Abb. 4.5.2
Entstehung von U–233 aus Th–232

5 Kontrollierte Kernspaltung

5.1 Aufbau eines Kernreaktors

Anlagen, bei denen Kettenreaktionen kontrolliert ablaufen, bezeichnet man als Kernreaktoren oder kurz als Reaktoren. Sie bestehen im Prinzip aus fünf Komponenten (Abb. 5.1.1):

- Ausreichende Masse an spaltbarem Material
- Stoff zur Abbremsung der Neutronen (Moderator) Ausnahme: Schneller Brutreaktor (vgl. 6.3)
- Vorrichtungen zum Einfang von Neutronen (Steuer- bzw. Regelstäbe)
- Medium zur Wärmeabführung
- Barrieren für den Strahlenschutz und die Rückhaltung radioaktiver Stoffe

Nach dem Verwendungszweck können folgende Reaktortypen unterschieden werden:

- Forschungsreaktoren dienen der wissenschaftlichen Forschung sowie für Unterrichtszwecke. Dabei ist häufig nur die Neutronenstrahlung von Interesse.
- Leistungsreaktoren werden zur Erzeugung elektrischer Energie verwendet.
- Brutreaktoren dienen der Erzeugung elektrischer Energie, gleichzeitig wird in ihnen aus U–238 das ebenfalls durch langsame Neutronen spaltbare Pu–239 erzeugt.

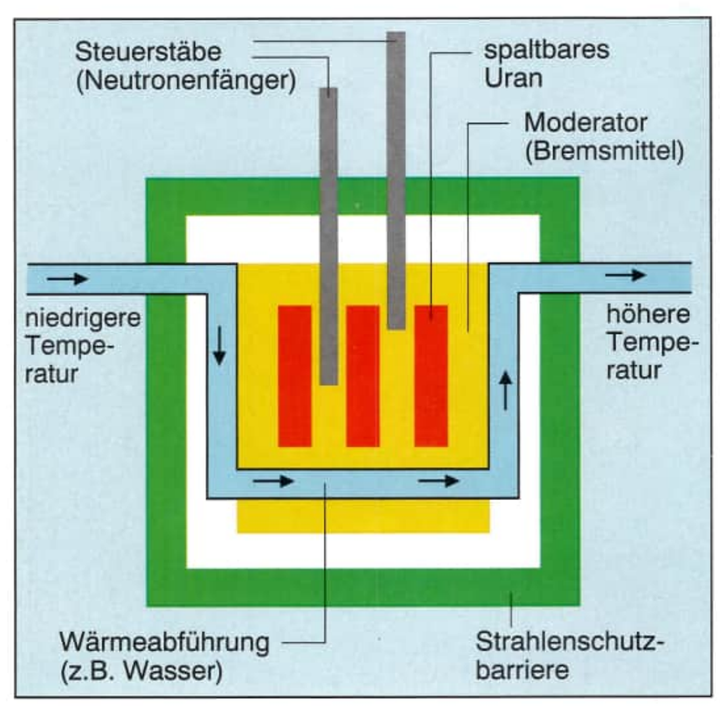


Abb. 5.1.1
Prinzip eines Kernreaktors

5.2 Spaltneutronen

Eine kontrollierte Kettenreaktion läßt sich nur entwickeln, wenn eine ausreichende Anzahl von Neutronen zur Verfügung steht.
Bei der Spaltung eines Kerns U–235 entstehen zwei mittelschwere Trümmerkerne sowie zwei bis drei Neutronen. Diese Spaltneutronen haben unterschiedliche Energien (Geschwindigkeiten). Am häufigsten tritt der Wert von 0,7 MeV auf, im Mittel liegt ihre Energie bei etwa 1,5 MeV (Abb. 5.2.1) [48, S. 162].

Zur Charakterisierung der Neutronen nach ihrer Energie bzw. ihrer Geschwindigkeit wird die Einteilung nach Tabelle 5.2.1 verwendet. Die angegebenen Energiebeträge stellen Richtwerte dar, die Übergänge sind fließend. Die bei der Spaltung von U–235-Kernen auftretenden Neutronen gehören also praktisch ausschließlich zu den schnellen Neutronen ($W > 0{,}1$ MeV).

Bezeichnung	Energie
langsame (thermische) Neutronen	< 10 eV
mittelschnelle (epithermische oder intermediäre) Neutronen	10 eV bis 0,1 MeV
schnelle Neutronen	> 0,1 MeV

Tabelle 5.2.1
Einteilung der Neutronen nach ihrer kinetischen Energie
[40, S. 100 u. 101]

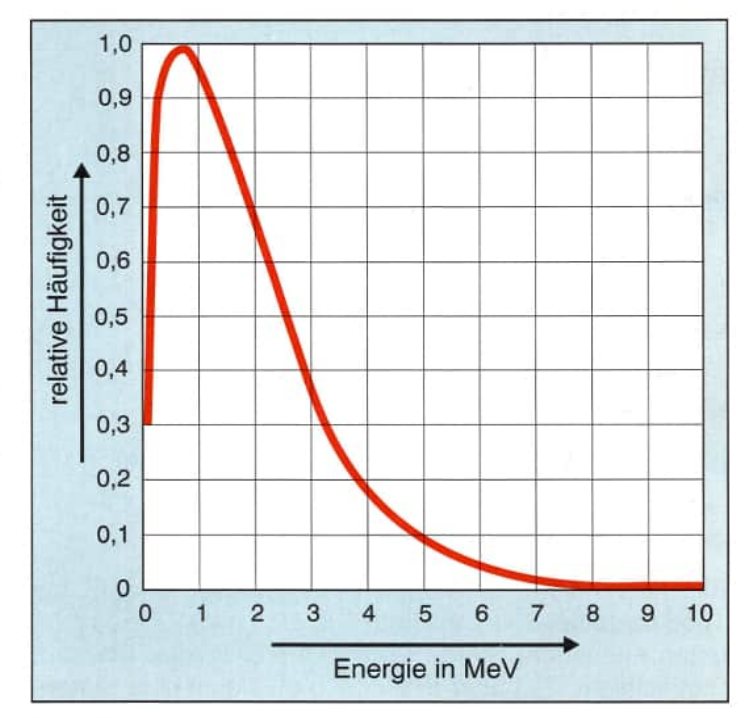


Abb. 5.2.1
Energieverteilung der Neutronen, die bei der Spaltung von U–235 durch thermische Neutronen entstehen

In einem Reaktor kann mit den Spaltneutronen grundsätzlich folgendes geschehen:

- Sie verlassen die Spaltzone und gehen dadurch für weitere Spaltungen verloren.

- Sie werden von U–238, von den für die Reaktorfunktionen notwendigen Materialien oder von stets vorhandenen Verunreinigungen aufgenommen, wodurch künstliche Isotope entstehen (vgl. 4.5 u. 7.1).

Beispiel (Abb. 5.2.2):

Der Sauerstoff–16, der im Kühlmittel eines Siedewasserreaktors enthalten ist, wandelt sich z.T. durch Neutroneneinfang in Stickstoff–16 um. Er ist radioaktiv (HWZ 7,13 s), so daß besondere Strahlenschutzmaßnahmen getroffen werden müssen.

$$^{16}_{8}O + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{16}_{7}N + ^{1}_{1}p$$

Stickstoff–16 zerfällt unter Aussendung eines Betateilchens zu Sauerstoff–16. Gleichzeitig werden sehr energiereiche Gammaquanten abgegeben.

$$^{16}_{7}N \xrightarrow[\text{HWZ 7,13 s}]{} ^{16}_{8}O + ^{0}_{-1}e + \gamma$$

Die Wahrscheinlichkeit für einen Neutroneneinfang ist von der Bewegungsenergie der Neutronen abhängig. Die Wahrscheinlichkeit ist meist desto größer, je langsamer die Neutronen sind. Das Neutron kann dann längere Zeit in Kernnähe verweilen, wodurch die Wahrscheinlichkeit für eine Einfangreaktion größer wird. Daneben gibt es noch den sog. Resonanzeinfang, bei dem Neutronen ganz bestimmter Energie bevorzugt eingefangen werden.

- Es finden elastische oder unelastische Zusammenstöße mit Atomkernen statt, wodurch die Neutronen Energie verlieren. Ihre Geschwindigkeit wird dadurch verringert.

Elastische Zusammenstöße finden im Energiebereich 10 keV bis 1 MeV statt. Die Summe der Bewegungsenergien der Stoßpartner vor und nach dem Stoß ist dann gleich: $W_1 = W_2 + W_3$. Zu unelastischen Zusammenstößen kommt es vorwiegend im Energiebereich zwischen 1 MeV und 10 MeV. Dabei ist die Summe der Bewegungsenergien vor und nach dem Stoß nicht gleich. Das Neutron hat den Atomkern angeregt, der die Anregungsenergie in Form eines Gammaquants wieder abgibt (Abb. 5.2.3 und 5.2.4)

- Neutronen werden von Kernen des U–235 aufgenommen und lösen dadurch weitere Kernspaltungen aus.

Wenn in einem Reaktor eine sich selbst erhaltende Kettenreaktion abläuft, sagt man, der Reaktor ist kritisch. Was dann im einzelnen mit einer Neutronengeneration geschieht, läßt sich in vereinfachter Form zahlenmäßig angeben. Dabei wird hier von 2,3 Neutronen pro Spaltung ausgegangen (Tab. 5.2.2, Seite 38)

Eingeleitet wird die Kettenreaktion mit Hilfe einer Neutronenquelle (vgl. 2.3).

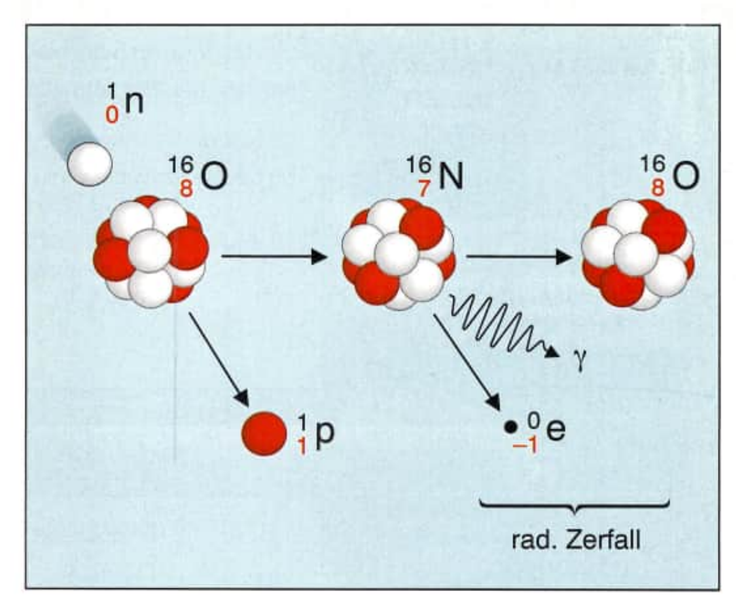


Abb. 5.2.2
Aktivierung von Sauerstoff durch Neutronen

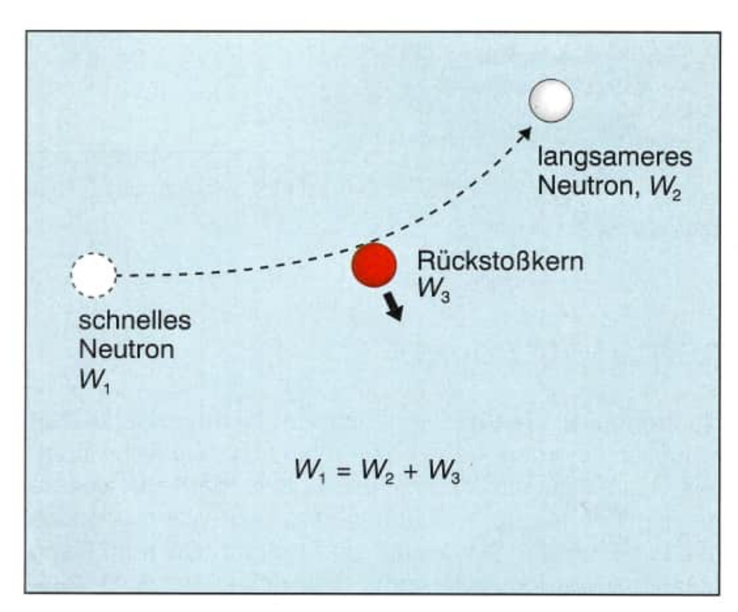


Abb. 5.2.3
Elastischer Stoß (W_1, W_2, W_3 : Bewegungsenergien)

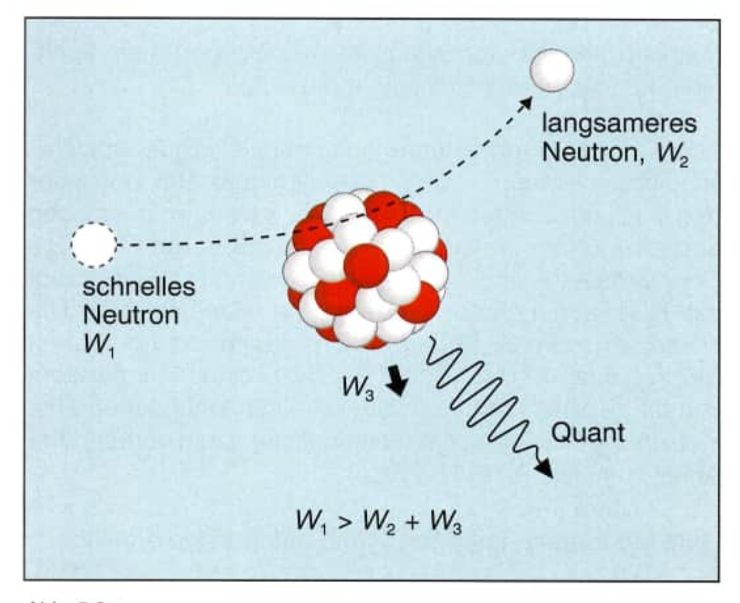


Abb. 5.2.4
Unelastischer Stoß (W_1, W_2, W_3 : Bewegungsenergien)

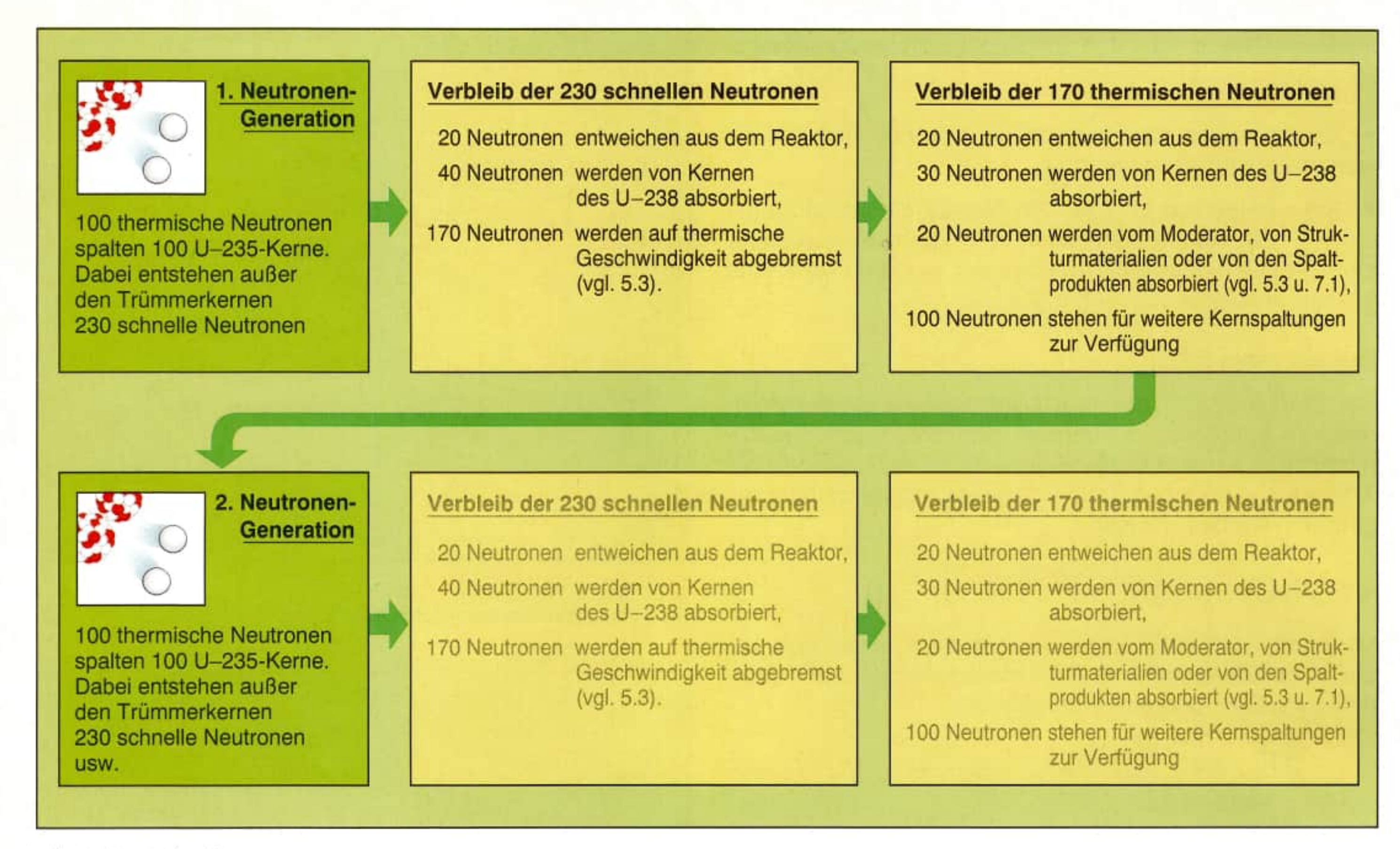


Tabelle 5.2.2 [49, S. 28]

5.3 Der Moderator

Neutronen, die bei der Spaltung von Kernen des U–235 freigesetzt werden, haben eine relativ hohe Geschwindigkeit. Damit ist die Wahrscheinlichkeit, daß sie weitere Kernspaltungen hervorrufen, sehr gering. Wenn dennoch mit den schnellen Neutronen eine Kettenreaktion in Gang gehalten werden soll, muß man eine hohe U–235-Konzentration wählen und eine aufwendige Reaktortechnik anwenden. Beides verursacht sehr hohe Kosten. Man beschreitet diesen Weg deshalb nur, wenn nicht nur U–235-Kerne gespalten, sondern aus nicht spaltbarem Material mit Hilfe von schnellen Neutronen neuer Spaltstoff erzeugt werden soll (vgl. 4.5 u. 6.3).

Langsame Neutronen führen mit sehr viel größerer Wahrscheinlichkeit im U–235 zu Spaltungen. Die bei jeder Kernspaltung entstehenden schnellen Neutronen müssen deshalb durch geeignete Substanzen auf niedrige Geschwindigkeiten abgebremst werden. Das geschieht mit Hilfe sogenannter Moderatoren (Bremsmittel). Die Neutronen werden an den Kernen des Moderators durch Stöße abgebremst. Beim Einsatz eines Moderators kommt man mit niedrigen Spaltstoffkonzentrationen aus. Im Prinzip reicht dann der im natürlichen Uran vorhandene Anteil von etwa 0,7% U–235.

Gute Moderatoren müssen zwei Bedingungen erfüllen:

• Die schnellen Neutronen sollen möglichst schnell durch wenige Stöße ihre Energie verlieren und dadurch abgebremst werden. Dadurch kommen sie in großer Zahl über den Geschwindigkeitsbereich hinweg, bei dem sie verstärkt von U–238 absorbiert werden.

Diese Bedingung ist dann erfüllt, wenn die Masse der Atomkerne des Moderators etwa so groß ist wie die Masse des Neutrons.

Tabelle 5.3.1 zeigt, wieviele Zusammenstöße zwischen Neutronen und Atomkernen im Mittel notwendig sind, um schnelle Neutronen ($W \approx 1{,}75$ MeV) auf langsame Geschwindigkeiten ($W \approx 0{,}025$ eV) abzubremsen.

Moderator	mittlere Stoßzahl für eine Abbremsung von 1,75 MeV auf 0,025 eV	Neigung zum Einfang thermischer Neutronen in relativen Einheiten
Wasserstoff $^{1}_{1}H$	18	650
Deuterium $^{2}_{1}H$	25	1
Beryllium $^{9}_{4}Be$	86	7
Kohlenstoff $^{12}_{6}C$	114	10
Uran $^{238}_{92}U$	2172	5600

Tabelle 5.3.1 [34, S. 22]

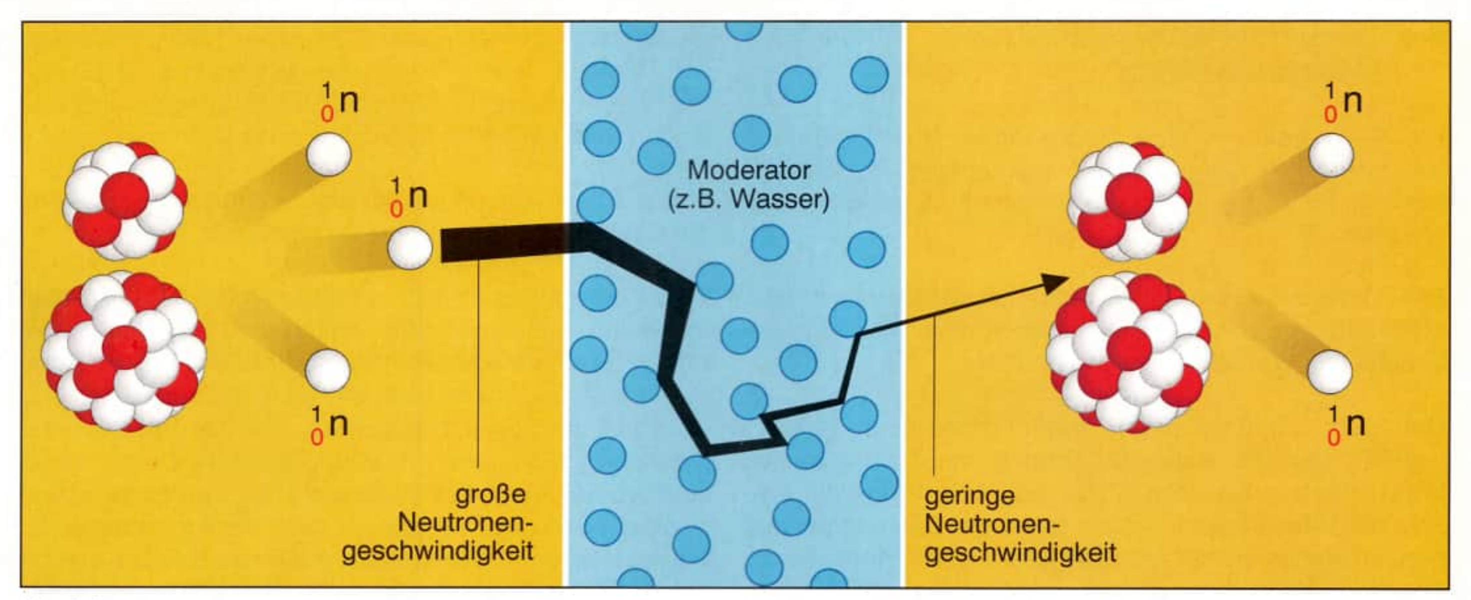


Abb. 5.3.1
Abbremsung schneller Neutronen durch einen Moderator

• Der Moderator darf nur eine geringe Neigung zum Einfang von Neutronen besitzen, denn vom Moderator absorbierte Neutronen gehen für weitere Kernspaltungen verloren.

In Tabelle 5.3.1 ist die Neigung zum Einfang thermischer Neutronen in relativen Einheiten angegeben worden. Für Deuterium wurde der Wert 1 festgelegt. Beryllium hat dann eine 7 mal so große Neigung, Wasserstoff eine 650 mal so große Neigung, Neutronen in die Atomkerne aufzunehmen.

Deuterium in Form von Schwerem Wasser (D_2O) ist der beste Moderator, seine Herstellung ist jedoch sehr teuer. (Natürliches Wasser enthält ein H-2-Atom auf 6500 H_2O-Moleküle.) [40, S. 128]. Z. B. in Kanada wird Schweres Wasser in sog. Schwerwasserreaktoren verwendet.

Als Moderator wird vielfach auch Graphit (reiner Kohlenstoff) eingesetzt, da es recht preiswert ist und gute mechanische und thermische Eigenschaften besitzt. Für eine Verwendung im Reaktor muß es jedoch absolut rein sein. – Graphitmoderierte Reaktoren sind vor allem in der ehemaligen Sowjetunion und in Großbritannien gebaut worden (vgl. 6.5).

Wasserstoff in Form von Leichtem Wasser (H_2O) ist zwar das beste Bremsmittel. Es hat jedoch eine sehr große Neigung zum Einfang von Neutronen. Dabei entsteht Deuterium.

Kernreaktionsgleichung:

$$^{1}_{1}H + ^{1}_{0}n = ^{2}_{1}H + \gamma$$

Die absorbierten Neutronen gehen für weitere Kernspaltungen verloren. Da Wasser aber sehr preiswert ist und zusätzlich günstige Eigenschaften besitzt (die Sicherheit des Reaktors betreffend), wird es in der Bundesrepublik Deutschland ausschließlich als Moderator verwendet. Außerdem kann Leichtes Wasser gleichzeitig als Kühlmittel verwendet werden.

Bei Verwendung von Wasser als Moderator muß der Neutronenverlust ausgeglichen werden. Dazu erhöht man den Anteil von U–235 von 0,7% auf 2 bis 4%. Man erhält dann mehr Spaltungen sowie mehr Neutronen. Uran mit einem über 0,7% liegenden Anteil von U–235 nennt man angereichertes Uran (vgl. 5.7).
Durch die Art der Anordnung von Uranstäben und Moderator können die Vorgänge in einem Reaktor so gelenkt werden, daß entweder mehr Neutronen von U–238 eingefangen werden oder daß sie zur Spaltung weiterer Kerne des U–235 führen. Im ersten Fall wird in erhöhtem Maße Plutonium erzeugt.

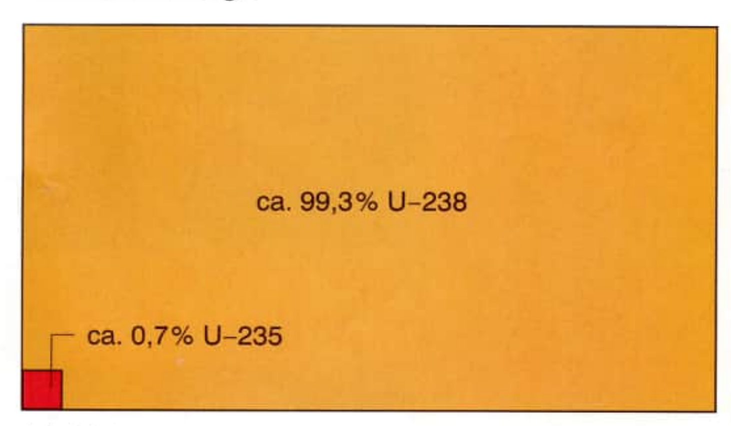


Abb. 5.3.2
Verhältnis von U–238 und U–235 in natürlichem Uran

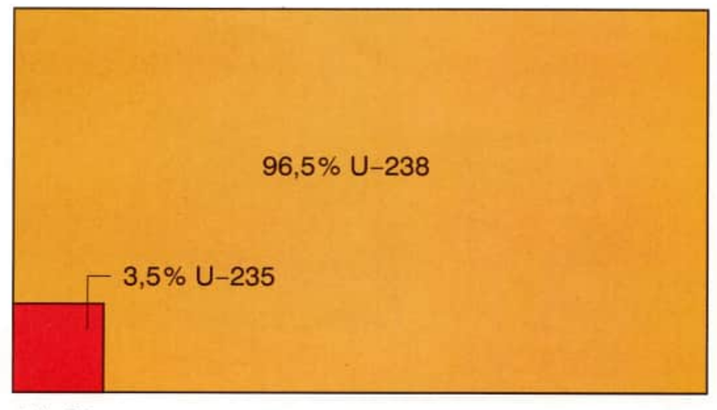


Abb. 5.3.3
Verhältnis von U–238 und U–235 in angereichertem Uran

5.4 Temperaturabhängigkeit des Moderatoreffekts

Die Temperatur in den Brennstäben eines Reaktors schwankt in Abhängigkeit von der verlangten Reaktorleistung. Sie liegt bei Vollast im Innern der Brennstäbe bei etwa 800 °C.

Die Temperatur hat Einfluß auf die Wirksamkeit des Moderators. Ein Vergleich zwischen den Moderatoren Graphit und Wasser macht das deutlich.

Bei dem Reaktor vom Typ Tschernobyl (ehem. UdSSR) sind der Moderator Graphit und das Kühlmittel Wasser unterschiedliche Stoffe (vgl. 6.5). Wenn die Anzahl der Kettenreaktionen und damit die Leistung ansteigen, entstehen im Kühlmittel Wasser mehr Dampfblasen. Da Wasserdampf pro Volumen weniger Moleküle enthält als Wasser, werden weniger Neutronen absorbiert. Am Moderator Graphit kann nun eine höhere Anzahl von Neutronen abgebremst werden, so daß auch die Anzahl der Kernspaltungen steigt. Durch eine erhöhte Anzahl von Kernspaltungen steigt dann aber auch die Leistung an, die zu noch mehr Dampfblasen führt usw.. Man sagt, der Dampfblasenkoeffizient des Moderators ist positiv. Nur durch geeignete Sicherheitseinrichtungen wird verhindert, daß der Leistungsanstieg außer Kontrolle gerät.

Dieser Effekt, verbunden mit einer Fehlbedienung, führte 1986 zum Reaktorunfall von Tschernobyl.

In den Leichtwasserreaktoren (speziell Siedewasserreaktoren) der Bundesrepublik Deutschland ist das Wasser Kühlmittel und Moderator. Steigen die Anzahl der Kernspaltungen und damit auch die Leistung an, erhöht sich auch hier der Dampfblasenanteil. Da das Wasser aber gleichzeitig Moderator ist, bedeuten mehr Dampfblasen eine "Verdünnung" des Moderators. Es werden jetzt zwar weniger Neutronen absorbiert, noch weniger aber abgebremst (Moderatoreffekt ist von größerem Gewicht als der Absorptionseffekt) (Abb. 5.4.1). Dadurch sinkt die Anzahl der Kernspaltungen von selbst. Da ein totaler Kühlmittelverlust zugleich einen totalen Verlust des Moderators bedeuten würde, käme die Kettenreaktion von selbst zum Erliegen. Der Dampfblasenkoeffizient ist hier also negativ.

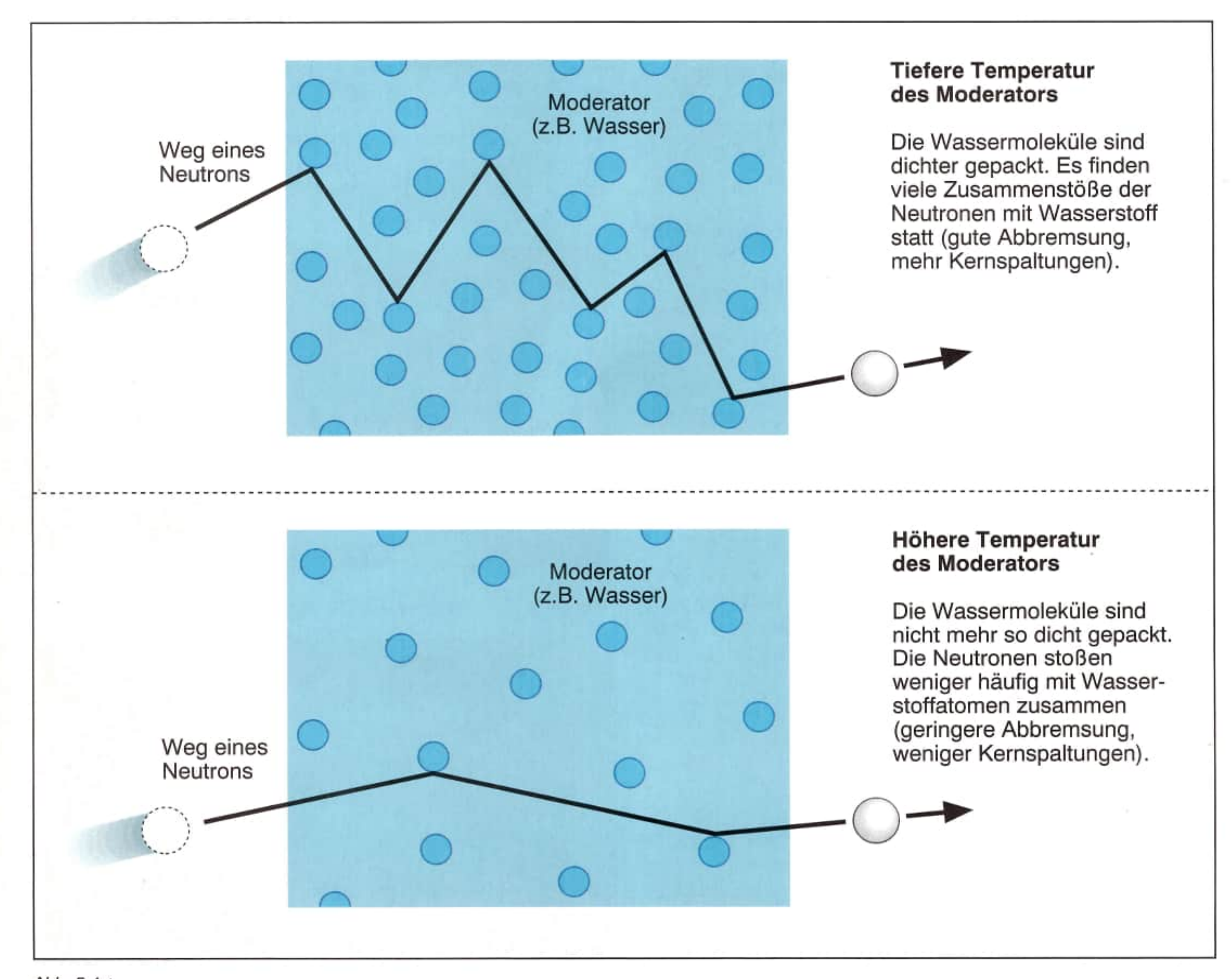


Abb. 5.4.1
Bei Wasser ist die Moderation von der Temperatur abhängig

Bei dieser Art von Selbststabilisierung spricht man deshalb von inhärenter (innewohnender) Stabilität.

Abb. 5.4.2 gibt für einen graphitmoderierten und einen leichtwassermoderierten Reaktor an, welche Wärmeleistung sich ergeben würde, wenn die Hauptkühlmittelpumpen nach dem Abschalten ausliefen (Rotation klingt ab) und die Wärme von den Brennstäben nicht mehr abgeführt würde.

Der negative Dampfblasenkoeffizient bei Leichtwasserreaktoren war in den 50er Jahren ausschlaggebend für die Wahl dieses Reaktortyps für die Bundesrepublik Deutschland.

Unabhängig vom verwendeten Moderator gilt für alle Reaktortypen, daß das U–238 bei hoher Temperatur mehr, bei niedriger Temperatur weniger Neutronen absorbiert. Dieser Effekt wirkt also einem Anstieg der Anzahl freier Neutronen und damit auch einem Anstieg der Kernspaltungen entgegen. Kleine Leistungsänderungen werden dadurch selbsttätig ausgeglichen.

Zum anderen bedeutet grundsätzlich eine Erhöhung der Moderatortemperatur, daß die Bewegungsenergie der Moderatoratome bzw. Moderatormoleküle zunimmt. Sie überträgt sich dann auch auf die Neutronen, die nun nicht mehr so schnell abgebremst werden.

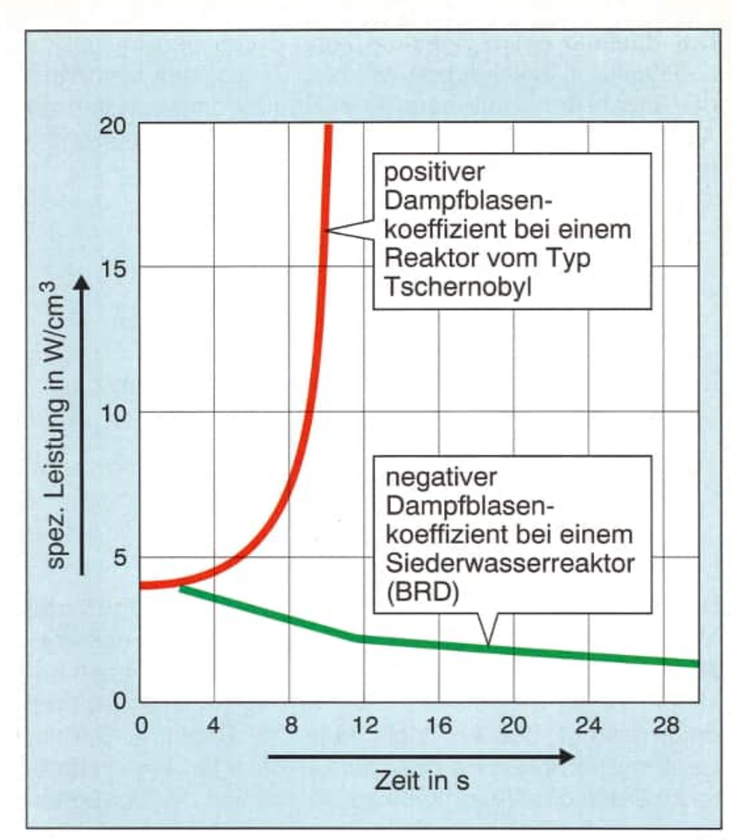


Abb. 5.4.2
Reaktorleistung beim Auslaufen der Hauptkühlmittelpumpen [17, S. 38]

5.5 Steuerung der Kettenreaktion

In einem Reaktor wird die Kettenreaktion dadurch gesteuert, daß man von außen in den Neutronenhaushalt eingreift. Das geschieht mit Hilfe von Stoffen, die eine große Neigung zur Absorption von Neutronen besitzen (z.B. Bor, Indium, Silber, Cadmium). Werden diese Steuerstäbe tief in die Spaltzone geschoben, absorbieren sie viele Neutronen. Zieht man sie wieder heraus, ist die Neutronenabsorption entsprechend geringer (Abb. 5.5.2, Seite 42).

Als Absorptionsmaterial für Neutronen eignen sich vor allem Bor und Cadmium. So kann z.B. eine 6,5 mm starke Schicht aus sog. Boral (Legierung aus Aluminium und maximal 50 Volumenprozent Borcarbid/ B_4C) die Anzahl freier Neutronen um den Faktor 10^{10} verringern.

Der Einfang von Neutronen durch Bor oder Cadmium geschieht durch eine Kernreaktion, bei der eine Sekundärstrahlung ausgesandt wird (Abb. 5.5.1).

$$^{10}_{5}B + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{7}_{3}Li + ^{4}_{2}He + \gamma$$

$$^{113}_{48}Cd + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{114}_{48}Cd + \gamma$$

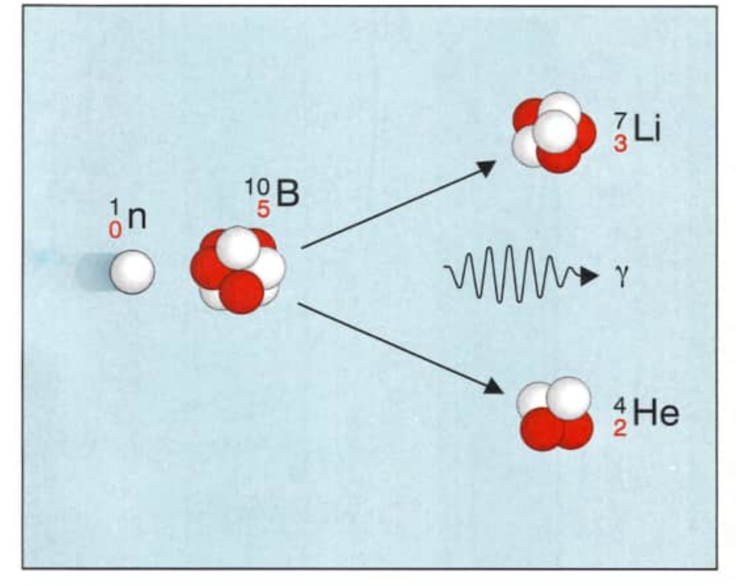


Abb. 5.5.1
Kernreaktion beim Neutroneneinfang mittels Bor in den Steuerstäben eines Reaktors

Das entstehende Lithium gelangt z.T. in das Kühlmittel Wasser und wird – zusammen mit anderen Verunreinigungen – bei der Kühlmittelreinigung fortlaufend entfernt.

Die Alphateilchen wandeln sich durch Aufnahme von Elektronen in Helium um, das in den Röhrchen der Steuerstäbe einen beachtlichen Gasdruck erzeugt. Die Abnahme der Borkonzentration und der Druckaufbau begrenzen die Lebensdauer der Steuerstäbe. Der Austauschrhythmus beträgt etwa 6 Jahre.

Der Zustand eines Reaktors kann durch den Multiplikationsfaktor *k* beschrieben werden. Er gibt das Verhältnis der Anzahl der Spaltungen einer Neutronengeneration zur Anzahl der Spaltungen der vorhergehenden Neutronengenerationen an.

$$k = \frac{\text{Zahl der Spaltungen einer Neutronengeneration}}{\text{Zahl der Spaltungen der vorhergehenden Neutronengeneration}}$$

Beispiel für ein sehr kleines Volumen der Spaltzone:

1. Generation. 3750 Neutronen
2. Generation: 3773 Neutronen

$$k = \frac{3773}{3750} \approx 1{,}006$$

Beim sogenannten Anfahren eines Reaktors muß der Multiplikationsfaktor größer als 1 sein ($k > 1$, überkritischer Reaktor), damit die Anzahl der Kettenreaktionen ansteigt. Ist ein bestimmtes Leistungsniveau erreicht, wird dafür gesorgt, daß $k = 1$ gilt (kritischer Reaktor). Bei der Leistungsverringerung oder dem Abschalten eines Reaktors werden die Steuerstäbe zur Absorption der Neutronen zwischen die Brennstäbe eingefahren. Die Kettenreaktion nimmt ab bzw. hört ganz auf ($k < 1$, unterkritischer Reaktor) (Abb. 5.5.2).

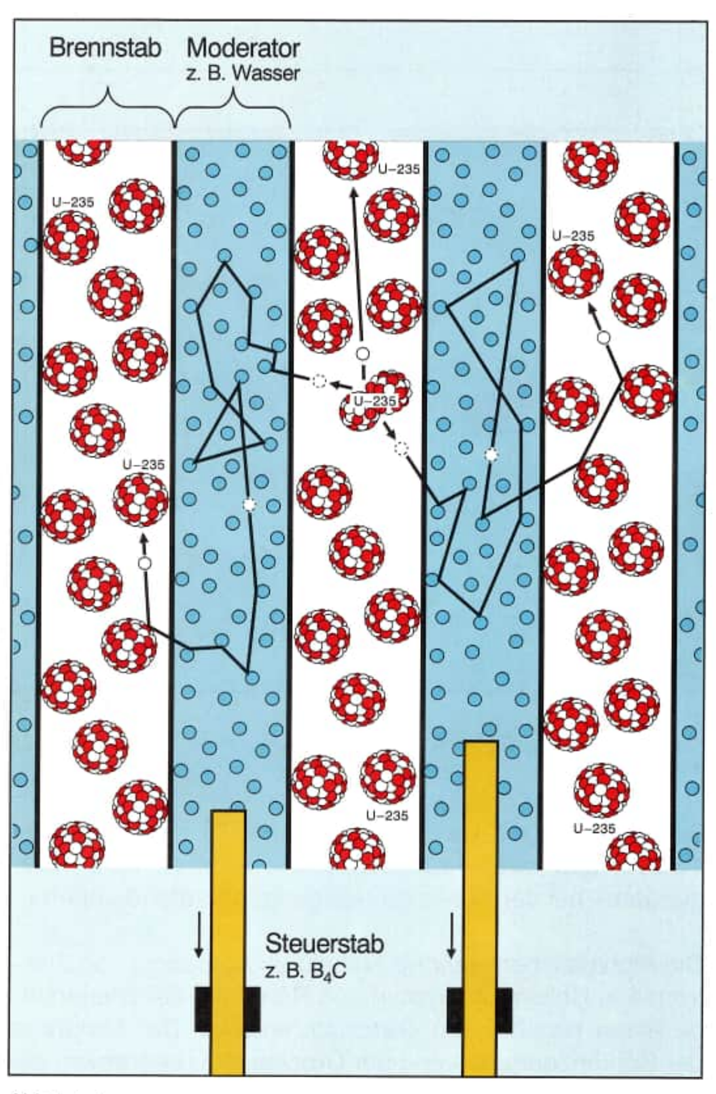
Bei starken Abweichungen vom normalen Reaktorbetrieb oder bei Störfällen kann der Reaktor durch schnelles Einfahren der Absorberstäbe innerhalb weniger Sekunden abgeschaltet werden. Dieser "Schnellschuß" wird automatisch ausgelöst, kann aber auch durch Betätigen eines Notschalters herbeigeführt werden.

Bei einer Kettenreaktion tritt die Neutronenvermehrung in Bruchteilen von Sekunden auf (vgl. 4.4). Bei der Inbetriebnahme eines Reaktors oder der Steigerung seiner Leistung wäre eine Steuerung mit mechanischen Vorrichtungen nicht möglich, weil sie viel zu langsam wären. Der Ablauf des Spaltungsvorganges selbst kommt den Menschen aber zu Hilfe. Etwa 0,75 % der bei der Spaltung frei werdenden Neutronen werden erst mit einer Verzögerung von durchschnittlich 10 bis 20 s durch die Spaltprodukte abgegeben [43, S. 24].

Beispiel [77, S. 59]:

$$^{87}_{35}\text{Br} \rightarrow\ ^{87}_{36}\text{Kr} +\ ^{0}_{-1}\text{e}$$

$$^{87}_{36}\text{Kr} \rightarrow\ ^{86}_{36}\text{Kr} +\ ^{1}_{0}\text{n}$$



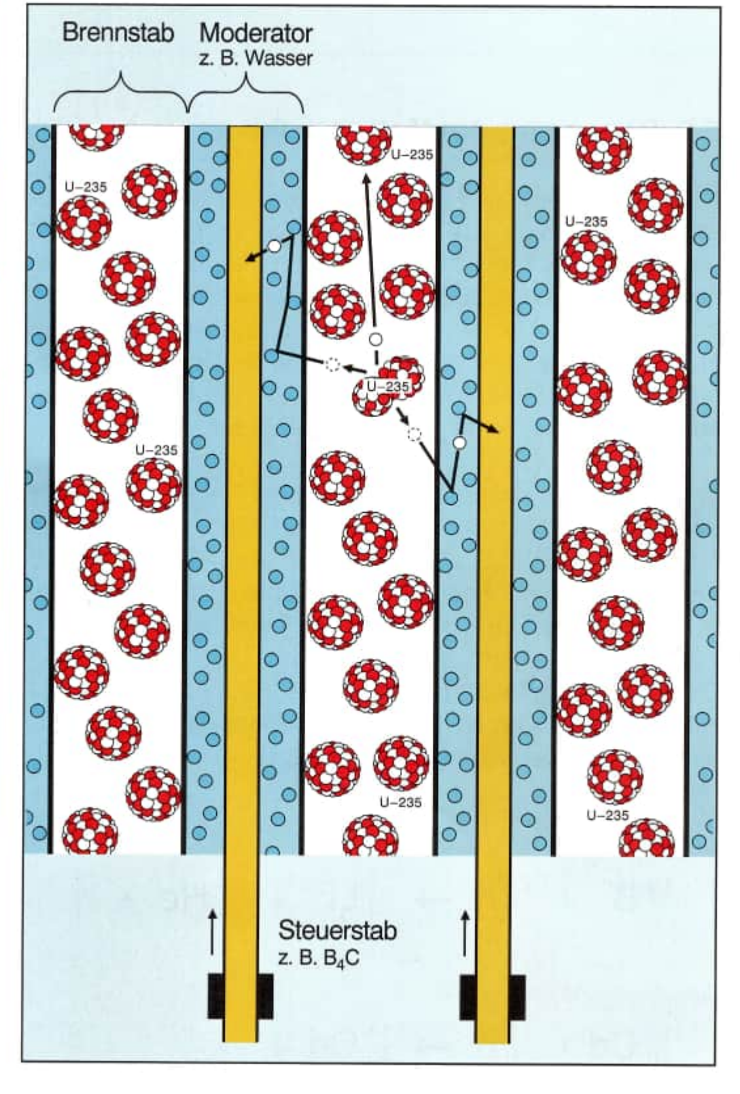


Abb. 5.5.2
a) Anfahren eines Reaktors (k > 1)

b) Abschalten des Reaktors (k < 1)

Stellt man bei einer Leistungserhöhung den Reaktor so ein, daß sich die Neutronen von Generation zu Generation nicht mehr als um 0,75 % vermehren, wird der Zuwachs nur durch diese verzögerten Neutronen bewirkt. Die Zeit von 20 s reicht aus, um neutronenabsorbierende Steuerstäbe zwischen die Uran-Brennstäbe zu schieben.

Wie verzögerte Neutronen für die Reaktorsteuerung genutzt werden können, läßt sich durch eine Analogie veranschaulichen (Abb. 5.5.3 u. Tab. 5.5.1). Das wird hier für den Fall der Leistungserhöhung des Reaktors erklärt.

Ein Wasserbehälter hat einen Zu- und einen Ablauf. Der Zulauf besteht aus einem Rohr mit großem und einem Rohr mit kleinem Querschnitt. Der Abfluß kann durch Betätigen eines Schiebers geöffnet werden, so daß sich der Behälter sehr schnell entleert.
Es soll nun erreicht werden, daß sich der Wasserstand nur in dem Maße erhöht, wie Wasser durch das Rohr mit dem kleinen Querschnitt zufließt. Dazu muß der Schieber so weit geöffnet werden, daß soviel Wasser abfließt, wie durch das große Rohr zufließt. Der Wasserstand steigt dann nur langsam entsprechend dem Zufluß durch das kleine Rohr an und kann durch Verstellen des Schiebers leicht gesteuert werden.

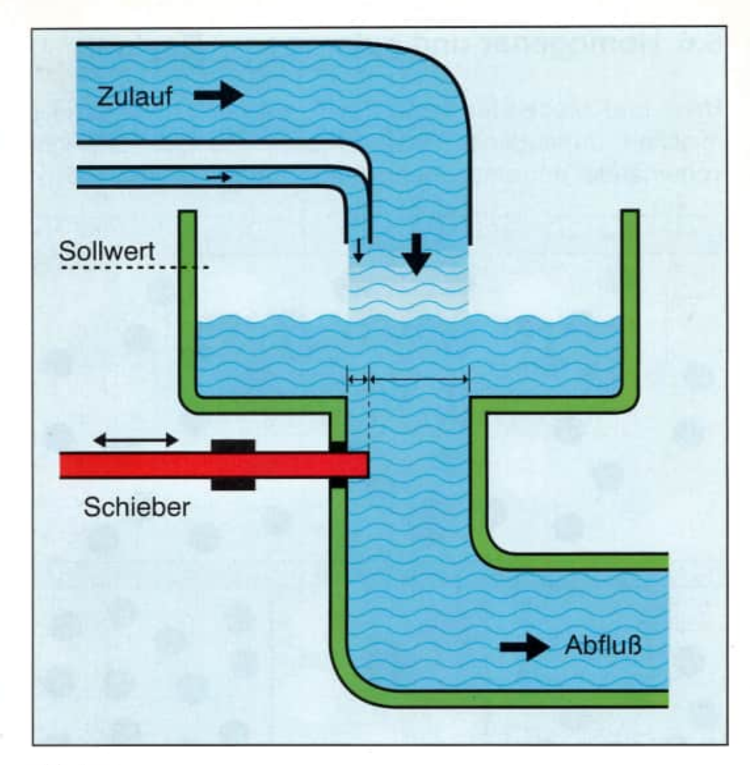


Abb. 5.5.3
Wassermodell zur Erklärung der Reaktorsteuerung mit Hilfe der verzögerten Neutronen

kontrollierte Kettenreaktion	Wassermodell
prompte Neutronen (99,25 %)	Zufluß einer großen Wassermenge durch das große Rohr
verzögerte Neutronen (0,75 %)	Zufluß einer kleinen Wassermenge durch das kleine Rohr
Neutronenfluß im Reaktor	Wasserstand im Behälter
Anfahren des Reaktors, Vermehrung der Neutronen von Generation zu Generation um maximal 0,75 %	Langsamer Anstieg des Wassers entsprechend dem Wasserzulauf durch das kleine Rohr
Der Reaktor hat sein Leistungsniveau erreicht.	Der Wasserstand erreicht einen Sollwert
Vollständiges Einfahren der Regelstäbe, Neutronenabsorption, Erlöschen der Kettenreaktion	Vollständiges Herausziehen des Schiebers, das Wasser fließt in kürzester Zeit aus dem Behälter

Tabelle 5.5.1
Vergleich der Steuerung einer Kettenreaktion mit einem Wassermodell

5.6 Homogener und heterogener Reaktor

Uran und Moderator lassen sich entweder miteinander mischen (homogener Reaktor) oder räumlich getrennt voneinander anordnen (heterogener Reaktor) (Abb. 5.6.1).

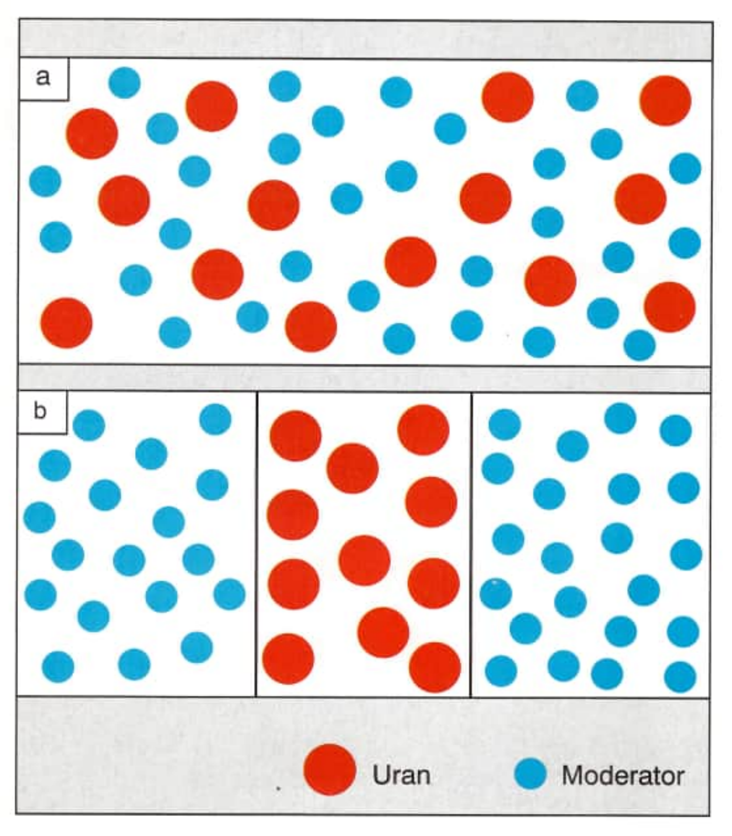


Abb. 5.6.1
(a) homogene, (b) heterogene Anordnung von Uran und Moderator

Bei einer homogenen Mischung beider Stoffe gibt es ein optimales Verhältnis, bei dem der Moderator seine maximale Wirkung hat. Der Multiplikationsfaktor (Neutronenvermehrungsfaktor) *k* ist dann am größten.

Tabelle 5.6.1 gibt für optimale homogene Mischungen von Natururan und Moderator den maximal erreichbaren Wert für *k* an.

Moderator	*k*
Wasser (H_2O)	0,62
Beryllium (Be)	0,66
Graphit (C)	0,84
Schweres Wasser (D_2O)	1,33

Tabelle 5.6.1
[34, S. 22 u. 23]

Bei einem homogenen Reaktor, der mit Natururan (0,7 % U–235) betrieben wird, ist also eine Kettenreaktion nur bei Verwendung von Schwerem Wasser möglich. Nur dann kann der Multiplikationsfaktor $k > 1$ sein.

Das ist der Grund, weshalb heute in Uranerzlagerstätten mit Hilfe von Regenwasser grundsätzlich keine Kettenreaktion entstehen kann. Das wäre erst bei einem höheren Anteil an U–235 möglich (vgl. 5.8).

Die bei Kernspaltungen entstehenden Neutronen werden in einem geringeren Maße von Kernen des U–238 eingefangen, wenn Uran und Moderator getrennt angeordnet sind, der Moderator also das Uran umgibt (heterogener Reaktor). Dann gelingt es auch, mit Natururan und Graphit als Moderator einen Neutronenvermehrungsfaktor $k > 1$ zu erreichen. Der erste Reaktor, der von Enrico Fermi 1942 in Chicago (USA) gebaut wurde, hatte diesen Aufbau. Dazu wurden etwa 30 t Natururan benötigt. Bei Verwendung von Schwerem Wasser hätten bereits 3 t Natururan ausgereicht. Bei einem mit U–235 stark angereicherten Uran genügen sogar einige Kilogramm [34, S. 22 u. 23].

Die Neutronenbilanz läßt sich durch Verwendung eines Neutronenreflektors (z.B. Graphit, Beryllium, Schweres Wasser) verbessern. Dadurch wird ein Teil der aus der Oberfläche der Brennstäbe austretenden Neutronen in das Uran zurückgeworfen.

In reinem U–235 wäre die Neutronenproduktion so stark, daß die Kettenreaktion nur schwer gesteuert werden könnte.

Für die Ausrüstung eines Reaktors mit U–235 gelten grundsätzlich folgende Überlegungen:

Bei einem Kernreaktor setzt die Kettenreaktion nur ein, wenn eine Mindestmenge an U–235 (oder Pu–239) vorhanden ist. Da aber während des Reaktorbetriebes der Anteil an U–235 ständig geringer wird und der immer größer werdende Anteil an Spaltprodukten immer mehr Neutronen absorbiert, muß der Reaktor mit einem Überschuß an spaltbarem U–235 betrieben werden. Dieser Überschuß darf jedoch nicht zu groß sein, weil sonst die Reaktorsteuerung sehr schwierig wird.

Nach etwa 1 Jahr sind die zusätzlichen Reserven an U–235 aufgebraucht. Das U–235 ist dann zwar noch nicht vollständig gespalten, im Reaktor kann aber keine Kettenreaktion mehr herbeigeführt werden. Der Reaktor wird deshalb abgeschaltet und nach einer Abkühlzeit geöffnet. Es können dann neue Brennelemente eingesetzt bzw. die bereits benutzten in andere Positionen gesetzt werden.

5.7 Verfahren zur Anreicherung von U–235

Im natürlichen Uran befinden sich etwa 99,3% U–238 und etwa 0,7% U–235. Dieses Natururan ist für die heute in der Bundesrepublik betriebenen Leichtwasserreaktoren nicht geeignet. Dafür wird Uran mit einem Gehalt an U–235 von 2 bis 4% benötigt. Die Anreicherung geschieht in Urananreicherungsanlagen, von denen hier das Prinzip der drei wichtigsten beschrieben werden.

Für alle Anreicherungsverfahren muß das Uran in Form von Uranhexafluorid (UF_6) vorliegen. Diese chemische Verbindung verdampft bereits bei 56 °C, so daß also in den Anlagen Gasanteile voneinander getrennt werden.

• Beim **Gasdiffusionsverfahren** wird die Tatsache ausgenutzt, daß leichtere Atome oder Moleküle schneller durch eine poröse Wand (Porendurchmesser etwa 10^{-5} mm) wandern als schwerere (Abb. 5.7.1). Die Anreicherung bei einer Trennstufe ist sehr gering, so daß bis zu 2500 Stufen hintereinandergeschaltet werden müssen, um eine Anreicherung von bis zu 4% zu erreichen. Da das Gas nach jeder Trennstufe erneut komprimiert werden muß, sind der Energieaufwand und damit auch die Kosten sehr hoch. Das Gasdiffusionsverfahren wird in den USA, Frankreich und der ehemaligen UdSSR eingesetzt.

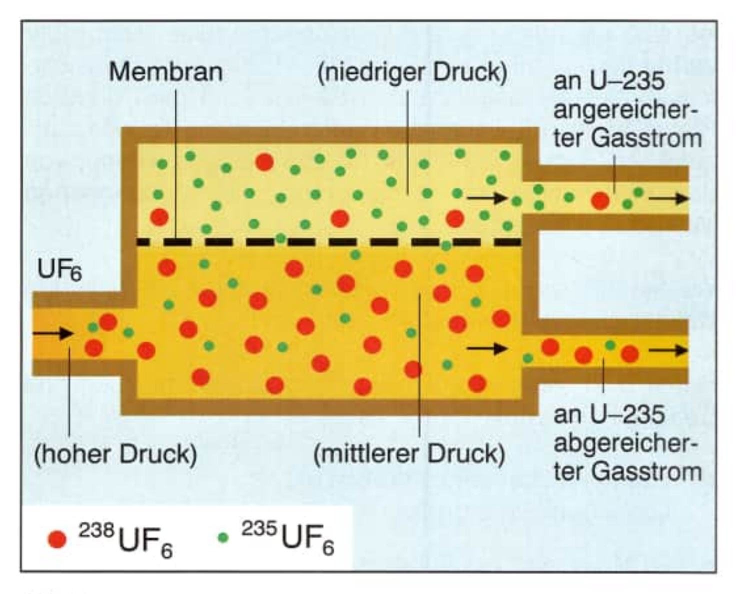


Abb. 5.7.1
Prinzip des Gasdiffusionsverfahrens

• Ein zweites Trennverfahren nutzt die Tatsache aus, daß in einer **Zentrifuge** die schwereren Moleküle bevorzugt an die Außenwand getrieben werden, während sich die leichteren Moleküle in der Nähe der Rotorachse aufhalten. Die Geschwindigkeit an der Peripherie solcher Ultrazentrifugen beträgt bis zu 500 m/s (Abb. 5.7.2).
Auch bei diesem Verfahren müssen noch 10 bis 30 Trennstufen hintereinandergeschaltet werden, ehe der gewünschte Anreicherungseffekt auftritt.

Zentrifugenanlagen existieren z. B. in den Niederlanden, in der Bundesrepublik Deutschland (Versuchsanlage) und in Großbritannien. Sie benötigen deutlich weniger Energie als Gasdiffusionsanlagen. Da aber der Gasdurchsatz einer Zentrifuge sehr gering ist, müssen viele Zentrifugen parallel geschaltet werden, um eine genügend große Kapazität zur Verfügung zu haben. Insgesamt sind dann etwa 150 000 Zentrifugen im Einsatz.

• Beim **Trenndüsenverfahren** wird ein Gasgemisch aus UF_6 und He mit hohem Druck in eine Düse gepreßt, aus der es dann mit hoher Geschwindigkeit austritt. Danach wird der Gasstrom um 180° umgelenkt (Abb. 5.7.3). Da die schwereren Moleküle eine größere Trägheit besitzen als die leichteren, ist ihre Richtungsänderung geringer. An U–235 angereichertes und abgereichertes UF_6 lassen sich dann getrennt auffangen. Um das U–235 auf 2 bis 4% anzureichern, muß dieser Vorgang 400 bis 500 mal wiederholt werden.

Inwieweit sich das Trenndüsenverfahren durchsetzen wird, ist heute noch nicht abzusehen.

Das an U–235 angereicherte Uranhexafluorid besteht z.B. aus 3% $^{235}UF_6$ und aus 97% $^{238}UF_6$.
Es wird anschließend in UO_2-Pulver umgewandelt, das dann zu Tabletten verarbeitet wird (UO_2-Pellets). Sie bilden den sogenannten Kernbrennstoff (vgl. 8.1).

(Dieser Name ist eigentlich irreführend, denn in einem Reaktor findet keine Verbrennung statt. Der exaktere Ausdruck wäre Spaltstoff.)

Abb. 5.7.2 Prinzip des Zentrifugenverfahrens

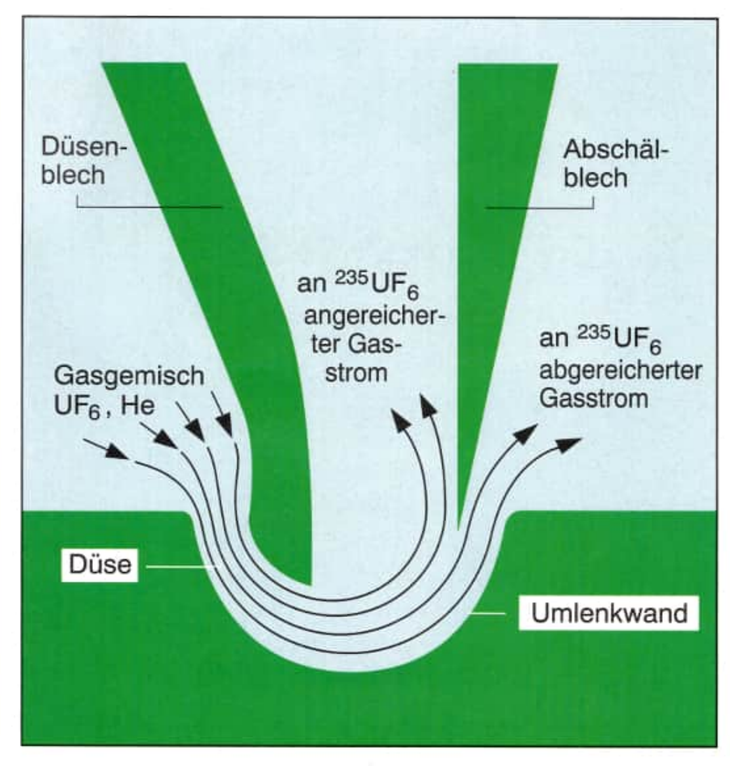


Abb. 5.7.3 Prinzip des Trenndüsenverfahrens

5.8 Der Naturreaktor von Oklo

In Gabun (Westafrika) gibt es ergiebige Uranerzvorkommen, die seit Ende der 60er Jahre abgebaut werden (Abb. 5.8.1 u. Abb. 5.8.2). Zur Qualitätskontrolle wird ständig die Zusammensetzung des gewonnenen Erzes sowie vor allem der Anteil an Uran–235 bestimmt.

Bei der Analyse einer solchen Probe aus dem Tagebau Oklo stellte der Analysentechniker im Mai 1972 fest, daß der Uran–235-Gehalt nicht wie üblich 0,7202 Atomprozent, sondern nur 0,7171 Atomprozent betrug. Das waren 0,003 Prozent weniger als sonst bei allen anderen Uranerzvorkommen auf der Welt festgestellt worden war. Eine Wiederholung der Analyse ergab denselben Wert, so daß ein Meßfehler ausgeschlossen werden konnte.

Da bei der Anreicherung von U–235 auch an U–235 abgereichertes Uran anfällt, hätte es sein können, daß es sich hier um eine Verunreinigung mit abgereichertem Uran handelte. Eine genaue Überprüfung ergab jedoch, daß dies nicht der Fall war.
Auch eine Verunreinigung mit abgereichertem Uran, wie es bei der Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente auftritt, war nicht die Ursache. In abgebrannten Brennelementen befindet sich nämlich immer U–236, das in der Probe aus Oklo fehlte.
Die Abreicherung mußte also in der Uranerzlagerstätte selbst geschehen sein.

Bei der Untersuchung weiterer Proben stellte man Abreicherungen bis herab zu 0,296 Atomprozent fest. Dabei zeigte sich, daß die Abreicherung desto größer war, je mehr Uran das Erz enthielt, d. h. je höher die Gesamt-Urankonzentration lag. Bei Urangehalten unter etwa 1% waren dagegen die Anteile von U–238 und U–235 wie sonst üblich verteilt.
Im August 1972 wurde erstmals die Hypothese formuliert, daß in der Erzlagerstätte in Oklo ein natürlicher Reaktor in Betrieb gewesen sein könnte. Der Gehalt an U–235 wäre dann durch Kernspaltungen bzw. eine längere Zeit in Gang gehaltene Kettenreaktion verringert worden.

Einen eindeutigen Beweis für die stattgefundene Kettenreaktion erhielt man durch den Nachweis der dabei entstandenen Spaltprodukte. Da die Erzlagerstätte sehr alt ist, sind die relativ kurzlebigen Spaltprodukte nicht mehr vorhanden, wohl aber die stabilen Endglieder ihrer Zerfallsreihen. An insgesamt 13 Stellen fand man dadurch Hinweise auf prähistorische Reaktortätigkeit. Tabelle 5.8.1 zeigt als Beispiel die Werte für das Edelgas Xenon, von dem sich noch etwa 1% der ursprünglich entstandenen Menge im Erz befindet.

Wie konnte es aber in der Natur zu einer kontrollierten Kettenreaktion kommen?

Damit eine Kettenreaktion in Gang kommt, müssen drei Bedingungen erfüllt sein. Es müssen

- eine hohe Urankonzentration mit einem genügend großen Anteil an U–235 vorliegen,
- ein Moderator zur Abbremsung der Neutronen zur Verfügung stehen
- und Stoffe fehlen, die zuviel Neutronen einfangen.

Diese Bedingungen waren in Oklo tatsächlich erfüllt.

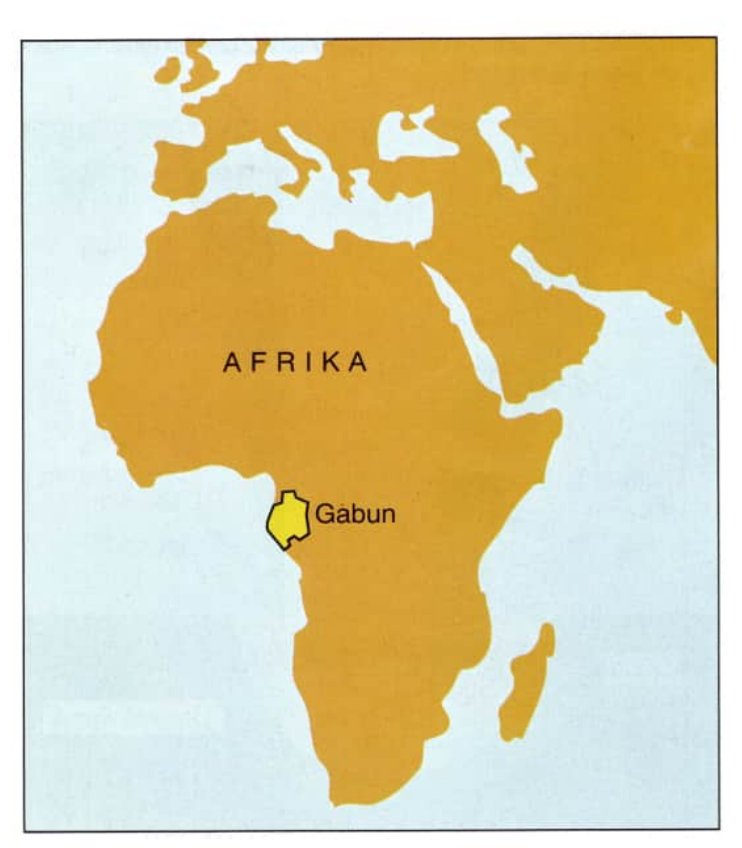


Abb. 5.8.1
Lage des Staates Gabun



Abb. 5.8.2
Uranerzlager Oklo (Tagebau)

Herkunft		Massenzahl								
		124	126	128	129	130	131	132	134	136
Xe-Gehalt in Atomprozent bei	natürl. Xe	0,10	0,09	1,9	26,4	3,3	21,2	27,0	10,5	8,9
	Spalt-Xe *)			0,00017	3,07	0,0015	13,08	19,45	35,45	28,95
	Oklo-Probe **)			0,0028	3,46	0,0346	12,38	20,35	35,38	28,48

Tabelle 5.8.1
Isotopenzusammensetzung bei Xenon
(natürliches Vorkommen, Spaltprodukt, Oklo-Probe) [36, S.165]

*) Xenon-Isotope, wie sie bei der Spaltung von U–235 in Kernkraftwerken anfallen
**) Oklo-Probe Nr. KN 50-3548

Die Urankonzentration (U–238 und U–235) beträgt in Oklo an einigen Stellen bis über 60 Gewichtsprozent. Solche besonders uranreiche Zonen sind etwa 0,6 bis 1 m dick und wenige Meter breit. Da die Uranerzlagerstätte etwa 1,8 Milliarden Jahre alt ist, lag zur Zeit ihres Entstehens auch der Gehalt an U–235 höher, und zwar über 3% (HWZ von U–235 ca. 0,72 Mrd. Jahre). Unter diesen Bedingungen konnte dann auch Wasser (z.B. Regenwasser) der Moderator sein. Neutronenabsorbierende Stoffe mußten ebenfalls weitestgehend gefehlt haben.

Die Kettenreaktion hielt sich vermutlich mehrere hunderttausend Jahre selbst in Gang. Dabei traten Temperaturen zwischen etwa 180 °C und etwa 450 °C auf.

Wie es über so lange Zeit zu einer kontrollierten (und nicht zu einer unkontrollierten) Kettenreaktion kommen konnte, ist noch nicht bekannt.
Man nimmt an, daß zwei unterschiedliche Kontrollmechanismen wirksam waren.

- Geringe Beimengungen von Li-6, B-16 und Cd–113 sowie die entstandenen Spaltprodukte haben gerade soviel Neutronen eingefangen, daß die Kettenreaktion nicht lawinenartig ablief.

- Das als Moderator wirkende Wasser bildete einen zweiten Regelmechanismus. Je nachdem, ob Regenwasser in das Uran eindrang oder aus ihm verdampfte, nahm die Anzahl der Kernspaltungen zu oder ab.

Verdampfte Wasser aus dem Erdreich, konnten die Neutronen nicht mehr ausreichend abgebremst werden. Die Anzahl der Kernspaltungen ging zurück und die Temperatur sank. Sickerte Wasser ein, stieg die Anzahl der Kernspaltungen wieder usw. Diese Unterbrechungen der Kettenreaktion schätzt man auf höchstens zwei bis drei Stunden.

Wodurch sich das Uran in so hohen Konzentrationen ablagern konnte, ist geologisch noch nicht geklärt. Unbekannt ist ebenso, ob ähnliche Naturreaktoren auch in anderen Teilen der Welt in Betrieb waren [36, S. 159 ff.; 75; 76].

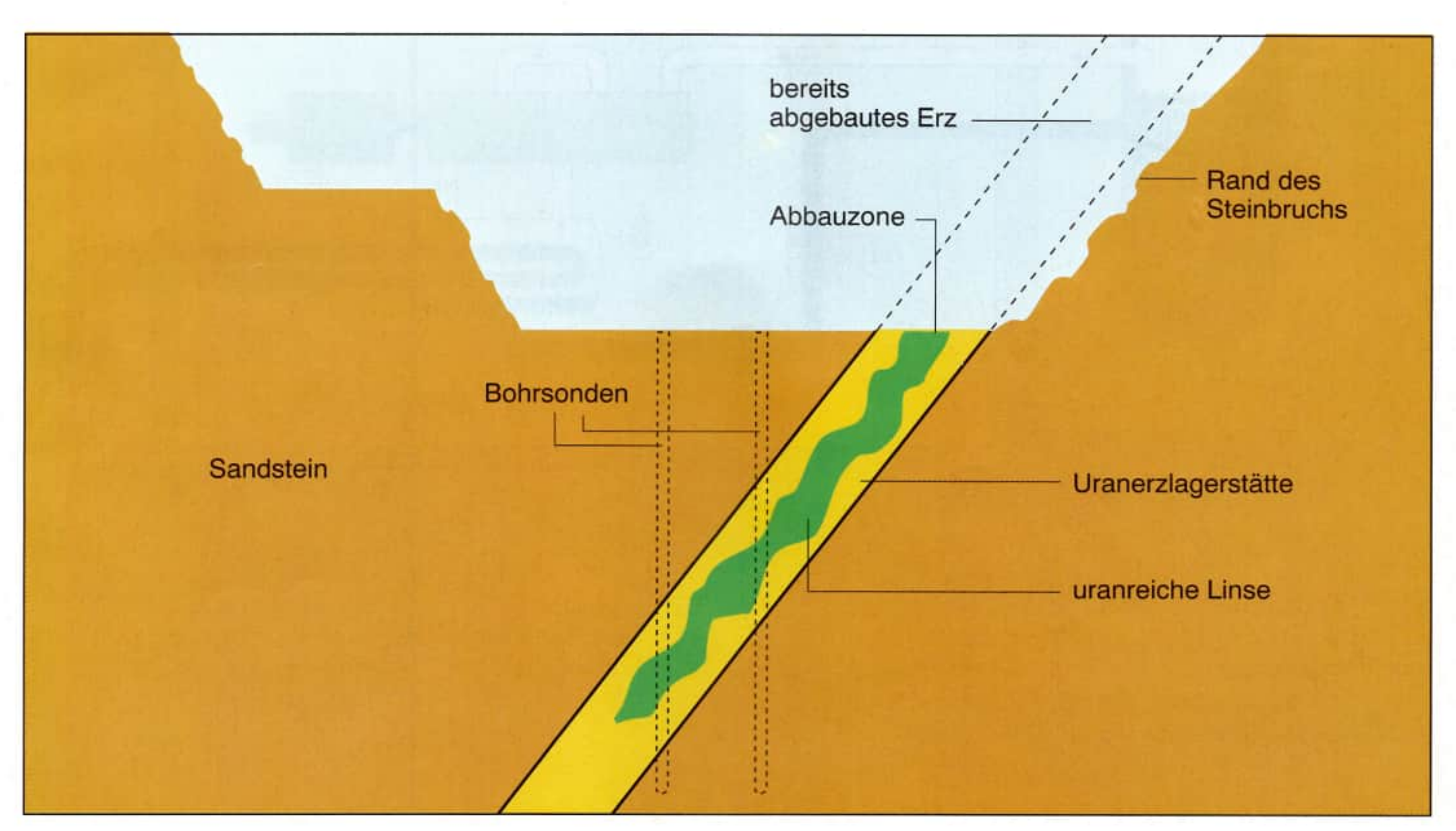


Abb. 5.8.3
Senkrechter Schnitt durch einen Teil der Uranerzlagerstätte Oklo

6 Kernkraftwerke

6.1 Kernkraftwerk mit Siedewasserreaktor (Beispiel: Krümmel)

Die Brennelemente, die das Urandioxid enthalten, befinden sich in dem zu etwa zwei Drittel mit Wasser gefüllten Druckbehälter. Das Wasser strömt von unten nach oben durch den Reaktorkern und führt dabei die in den Brennstäben entwickelte Wärme ab. Ein Teil des Wassers verdampft.

Nach einer Dampf-Wasser-Trennung im oberen Teil des Druckbehälters wird der Sattdampf mit einer Temperatur von 283 °C und einem Druck von ca. 67 bar (6,7 MPa) direkt der Turbine zugeführt. Es sind bis zu 7 200 t Dampf pro Stunde. Die Turbine ist mit einem Drehstromgenerator gekoppelt, der an den Klemmen eine Leistung von 1316 Megawatt (Wirkleistung) bei einer Spannung von 27 kV liefert. Die Frequenz beträgt 50 Hz.

Das im Druckbehälter nicht verdampfte Wasser fließt in dem Ringraum zwischen Druckbehälter und Reaktorkern wieder nach unten, wobei es sich mit dem aus dem Kondensator zurückgepumpten Speisewasser vermischt. Die im Druckbehälter vorhandenen Pumpen wälzen das Kühlmittel um. Durch eine Veränderung der Drehzahl dieser Pumpen kann die Umwälzmenge des Kühlmittels geändert und dadurch die Reaktorleistung gesteuert werden. Bei der Nennleistung des Reaktors strömen pro Stunde 55 598 t Kühlmittel durch seinen Kern.

Der aus der Turbine austretende Dampf wird im Kondensator verflüssigt. Dazu sind pro Stunde etwa 265 000 m^3 Kühlwasser erforderlich, die der Elbe entnommen werden. Das Speisewasser wird durch Vorwärmanlagen auf eine Temperatur von 215 °C gebracht und dem Reaktor wieder zugeführt.

Die 205 Steuerstäbe, die das neutronenabsorbierende Material (Borcarbid + Hafnium) enthalten, werden elektromotorisch (Normalantrieb) oder hydraulisch (Schnellabschaltung) von unten in den Reaktorkern eingefahren oder wieder herausgezogen.

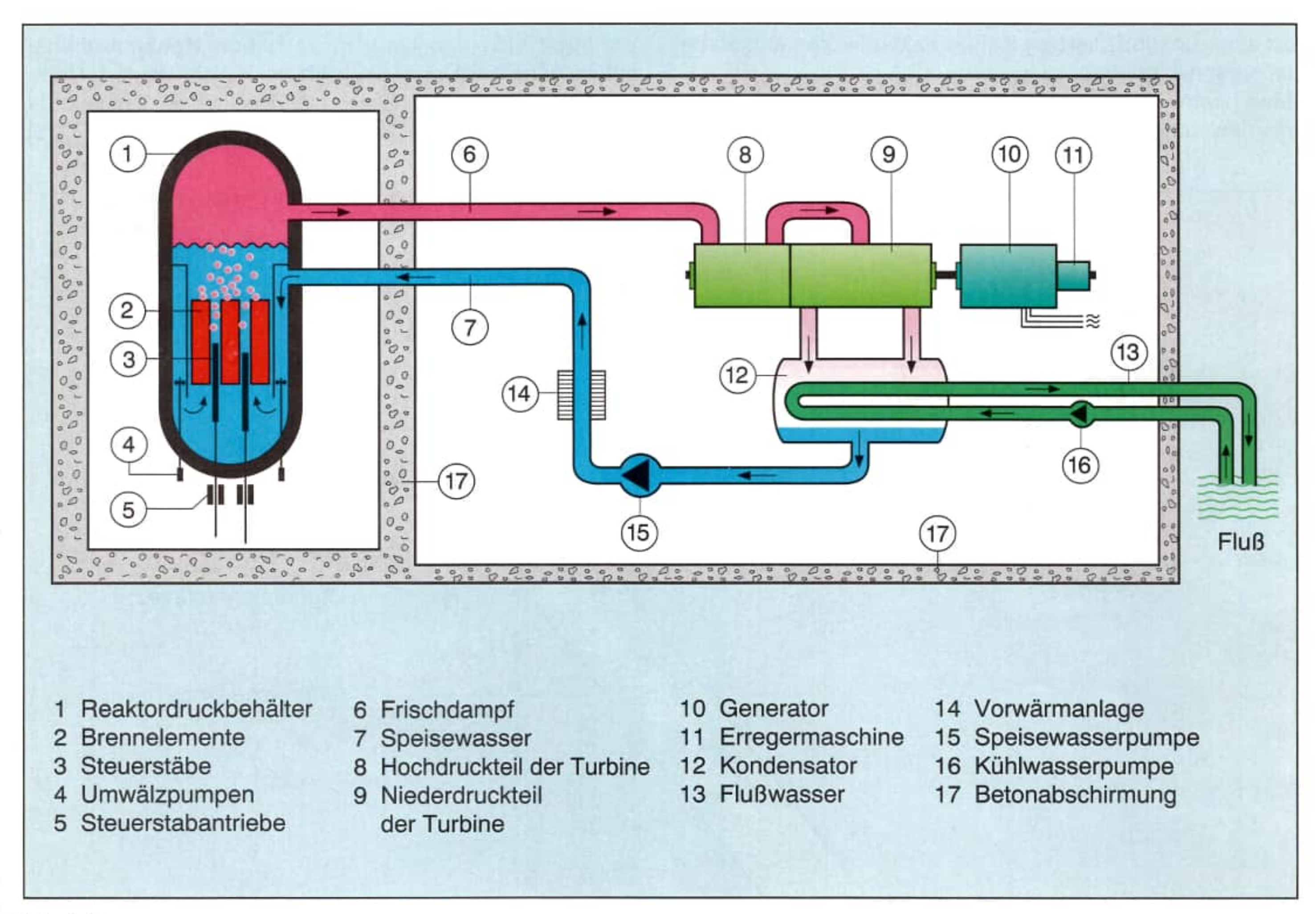


Abb. 6.1.1
Kernkraftwerk mit Siedewasserreaktor (vereinfachte Schemazeichnung)

Aus dem Sicherheitsbehälter führen die Rohrleitungen nach außen in das Maschinenhaus. Da der Dampf nicht frei von radioaktiven Verunreinigungen ist, muß auch das Maschinenhaus in eine Sicherheitsabschirmung einbezogen sein. Außerdem sind eine Reihe weiterer Sicherheitsvorrichtungen eingebaut, um bei einer Störung eine sofortige Unterbrechung des Dampfstromes zum Maschinenhaus zu erreichen.

Das Reaktordruckgefäß mit den Brennelementen ist ein zylindrischer Stahlbehälter. Er ist mit einem Betonschild abgeschirmt und befindet sich zusammen mit einer Reihe weiterer Anlagenteile und Sicherheitseinrichtungen in einem kugelförmigen Sicherheitsbehälter, der in Abb. 6.1.1 jedoch nicht dargestellt ist (vgl. 7.3).

Kernbrennstoff	UO_2
Anreicherung an U–235	3,49 und 3,31 %
Kernbrennstoffmenge	151 t
Anzahl der Brennelemente	840
Anzahl der Brennstäbe je Brennelement	72
Brennstablänge	4,17 m
Brennstabdurchmesser	11 mm
Anzahl der Steuerstäbe	205
Absorbermaterial	Borcarbid + Hafnium
Kühlmittel und Moderator	H_2O, voll entsalzt

therm. Reaktorleistung	3 690 MW
elektr. Bruttoleistung	1 316 MW
elektr. Nettoleistung	1 260 MW
Nettowirkungsgrad	34,1 %
mittlere Leistungsdichte im Reaktorkern	49,6 kW/dm^3
Entlade-Abbrand (Gleichgewichtskern)	ca. 45 000 MWd/t U
Wärmeübertragungsfläche im Reaktorkern	7 963 m^2
Kondensator-Kühlfläche	3 • 20 000 m^2
Drehzahl der Turbine	1 500/min

Tabellen 6.1.1 und 6.1.2
Technische Daten zum Kernkraftwerk Krümmel

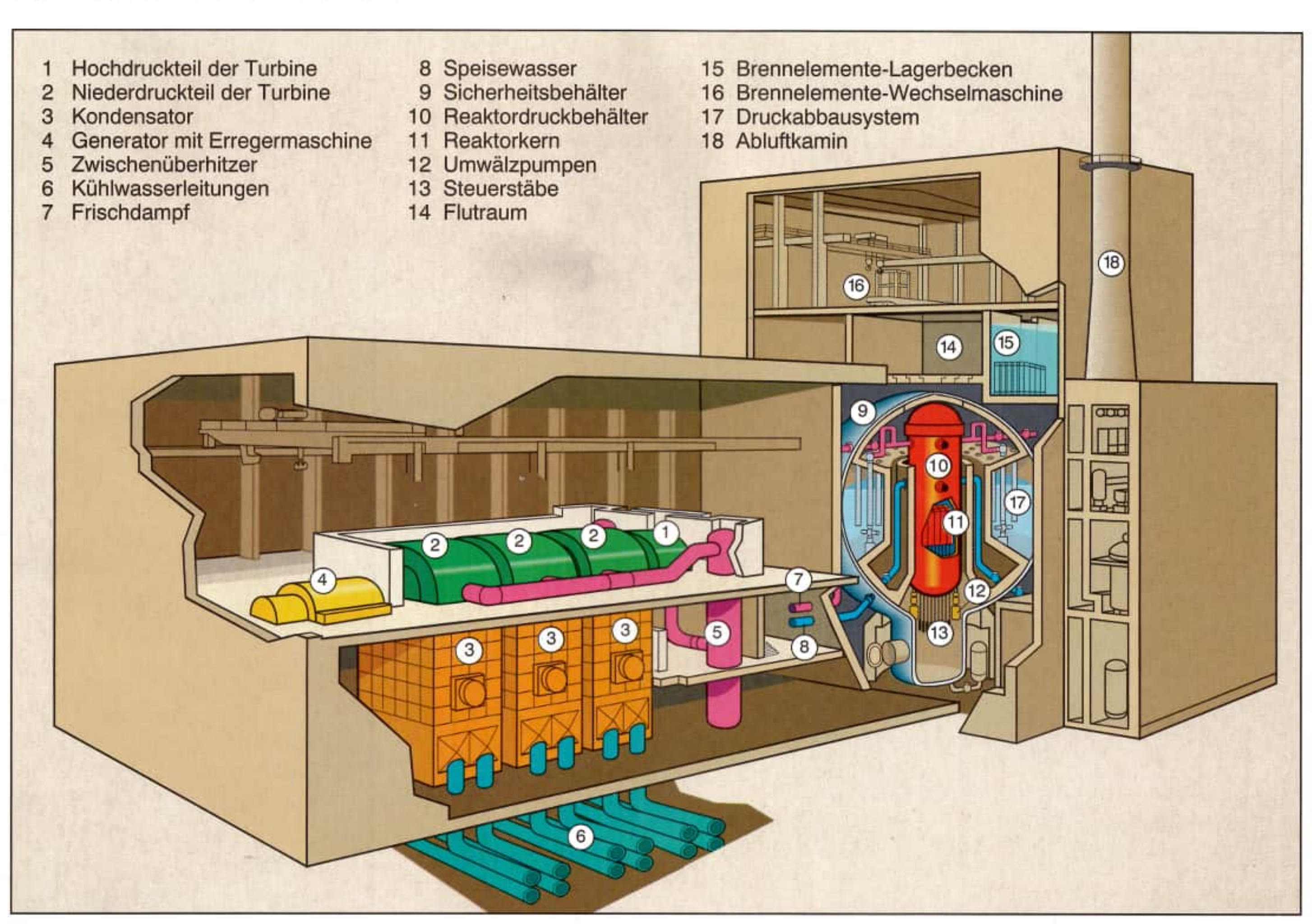


Abb. 6.1.2
Räumliche Anordnung wichtiger Komponenten im Kernkraftwerk Krümmel (vereinfachte Darstellung)

6.2 Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor (Beispiel: Brokdorf)

Durch das Wasser wird die in den Brennelementen erzeugte Wärme abgeführt. Um ein Sieden zu verhindern, wird der Betriebsdruck im Hauptkühlkreis auf ca. 157 bar (15,7 MPa) heraufgesetzt und durch einen Druckhalter geregelt. Das Kühlmittel tritt mit einer Temperatur von 291,3 °C in den Reaktor ein und verläßt ihn wieder mit einer Temperatur von 326,1 °C. Etwa 67680 t Kühlmittel werden je Stunde durch den Reaktor bewegt.

Das erhitzte Wasser gibt seine Wärme in 4 Dampferzeugern (davon nur einer in Abb. 6.2.1 dargestellt) an das Wasser eines Sekundärkreises ab. Aufgrund der hohen Temperatur und des niedrigeren Druckes verdampft es im Sekundärkreis und liefert pro Sekunde 2,061 t Sattdampf von 285 °C und einem Druck von ca. 66 bar (6,6 MPa). Durch ein solches Zweikreissystem wird erreicht, daß die im Reaktorkühlmittel auftretenden radioaktiven Stoffe auf den ersten Kühlkreislauf beschränkt bleiben und nicht in die Turbine und den Kondensator gelangen.

Mit Hilfe des erzeugten Dampfes wird eine Turbine (Hochdruckteil, Niederdruckteil) betrieben, die direkt mit einem Drehstrom-Synchrongenerator gekoppelt ist. Der Generator liefert an den Klemmen eine Leistung von 1395 Megawatt (Wirkleistung) bei einer Spannung von 27 kV. Die Frequenz beträgt 50 Hz.

Im Kondensator wird der aus der Turbine austretende Dampf wieder verflüssigt. Dazu sind etwa 208008 t Kühlwasser pro Stunde erforderlich, die der Elbe entnommen werden. Das Kondensat wird durch eine Speisewasserpumpe einer Vorwärmanlage zugeführt, auf 218 °C vorgewärmt und anschließend in den Dampferzeuger zurückgeleitet.

Für die Steuerstäbe des Reaktors wird z. B. eine Legierung aus Silber, Indium und Cadmium als Absorbersubstanz verwendet, da sie eine große Neigung zur Absorption von Neutronen besitzt. Für schnelle Steuervorgänge können 61 Steuerstäbe ganz oder teilweise in den Reaktor eingefahren und wieder herausgezogen werden. Für langsame oder langfristige Regelvorgänge wird Borsäure als Neutronenabsorber dem Reaktorkühlwasser zugesetzt.

Die Brennelemente befinden sich in einem Druckbehälter aus Spezialstahl (Wandstärke 25 cm), der zusammen mit dem Primärkreislauf in einem doppelwandigen Sicherheitsbehälter untergebracht ist (vgl. 7.3).

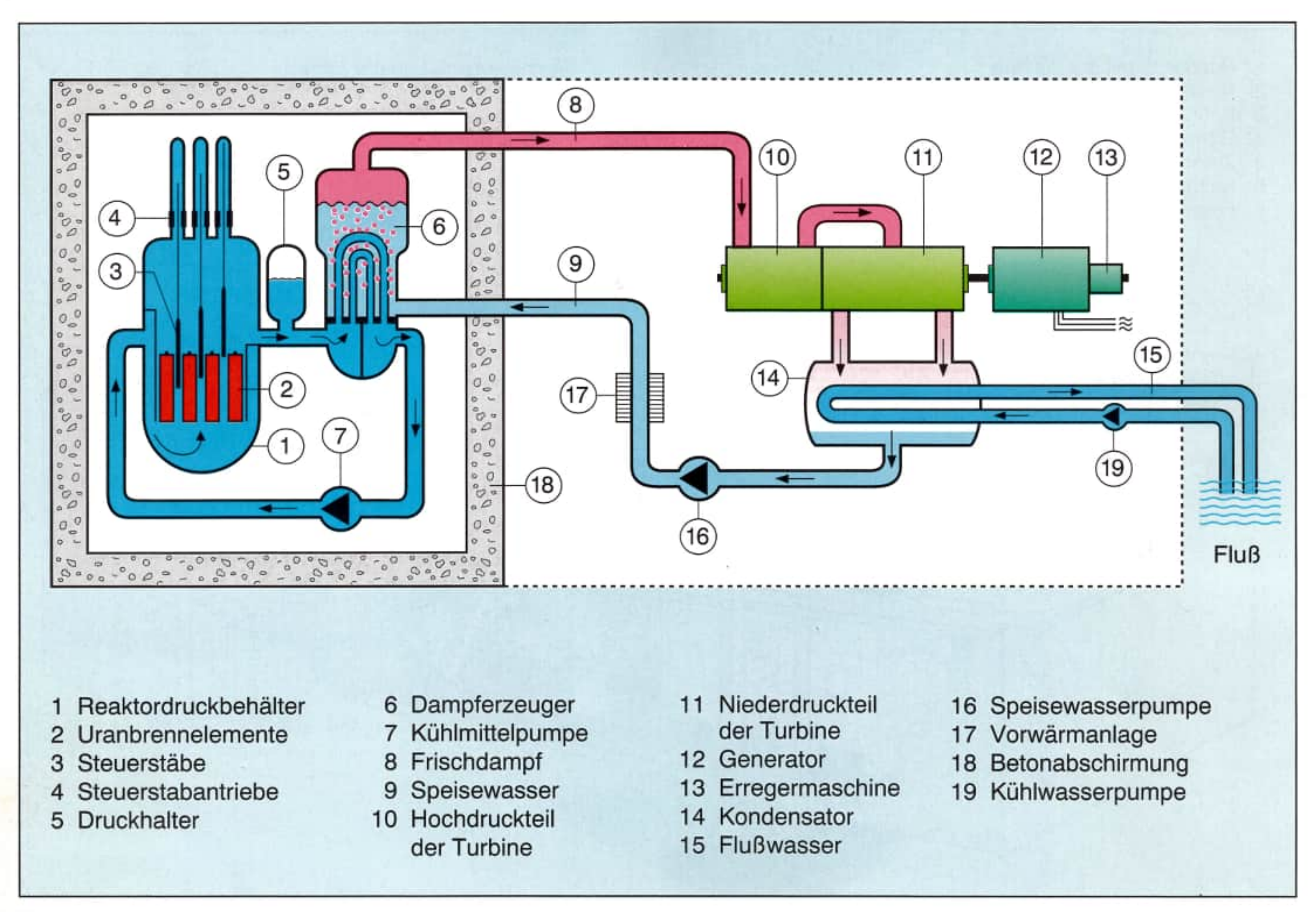


Abb. 6.2.1
Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor (vereinfachte Schemazeichnung)

Kernbrennstoff	UO_2
Anreicherung an U–235	1,9 % / 2,5 % / 3,5 %
Kernbrennstoffmenge (Erstkern)	103 t
Anzahl der Brennelemente	193
Anzahl der Brennstäbe je Brennelement	236
Brennstablänge Gesamt: Aktiver Teil:	4,83 m 3,90 m
Brennstabdurchmesser	10,75 mm
Anzahl der Steuerstäbe	61
Absorbermaterial	In Ag Cd
Kühlmittel und Moderator	H_2O, voll entsalzt

therm. Reaktorleistung	3 765 MW
elektr. Bruttoleistung	1 395 MW
elektr. Nettoleistung	1 326 MW
Nettowirkungsgrad	ca. 35,5 %
mittlere Leistungsdichte im Reaktorkern	93,2 kW/dm³
Entlade-Abbrand (Gleichgewichtskern)	ca. 53 000 MWd/t U
Wärmeübertragungsfläche im Reaktorkern	6 036 m²
Kondensatorkühlfläche	3 • 20 781 m²
Drehzahl der Turbine	1 500/min

Tabellen 6.2.1 und 6.2.2
Technische Daten zum Kernkraftwerk Brokdorf

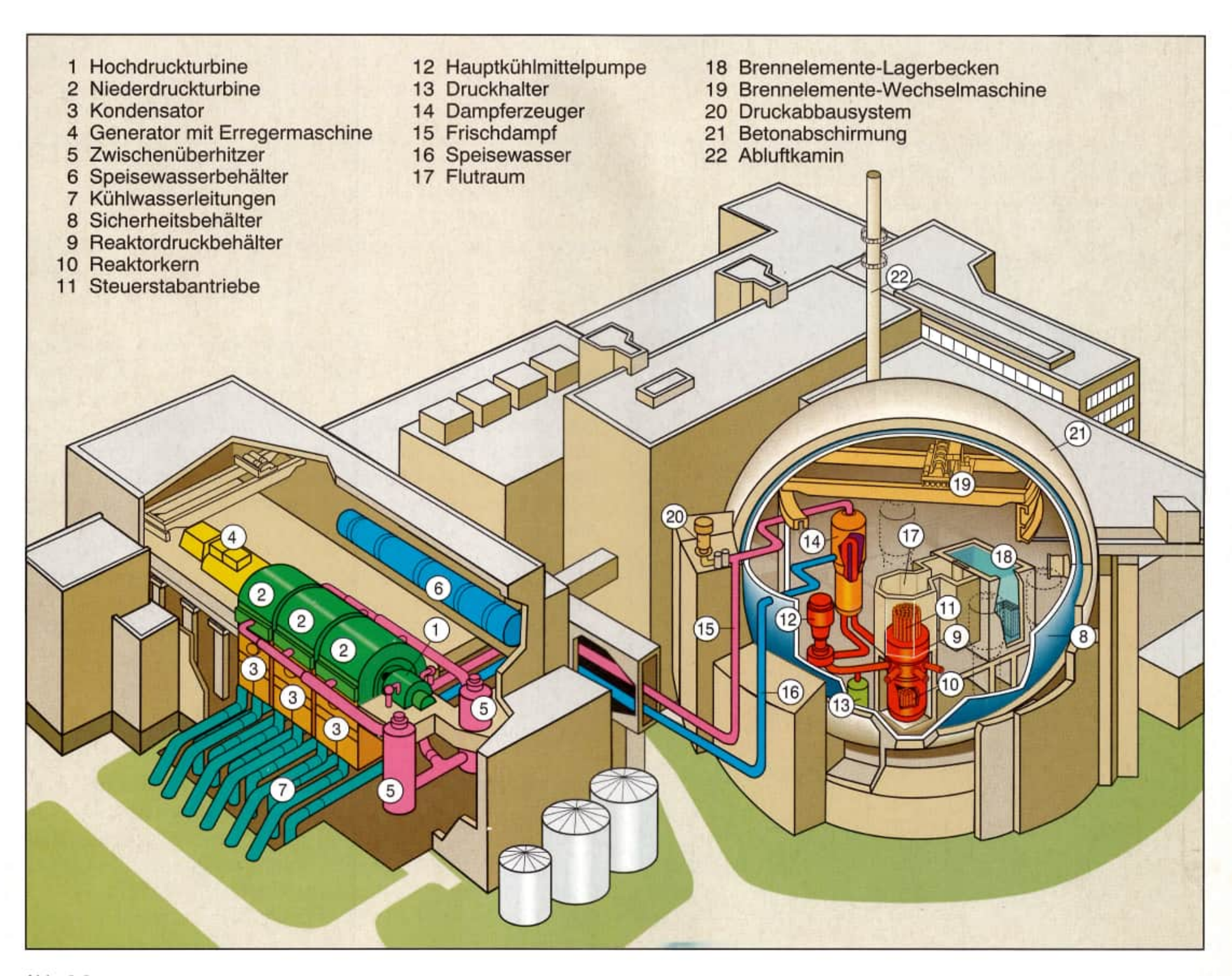


Abb. 6.2.2
Räumliche Anordnung wichtiger Komponenten im Kernkraftwerk Brokdorf (vereinfachte Darstellung)

6.3 Kernkraftwerk mit Schnellem Brutreaktor (Beispiel: Superphénix I)

In Siede- und Druckwasserreaktoren kann von den in der Natur vorhandenen Uranisotopen nur das Uran–235 gespalten werden. Es ist im natürlichen Uran mit 0,7 % enthalten und in den Brennelementen auf bis zu 3,5 % angereichert. Das Uran–238 ist in diesen Reaktortypen als Spaltstoff nicht zu verwenden.

Der Kern eines Atoms Uran–238 kann aber ein Neutron aufnehmen und sich anschließend in mehreren Stufen zu Plutonium–239 umwandeln. Dies wird am effektivsten durch schnelle Neutronen gespalten und ist deshalb als Spaltstoff geeignet (vgl. 4.5).

In Schnellen Brutreaktoren werden beide Vorgänge gezielt herbeigeführt.

- Es finden Kernspaltungen statt, wodurch Energie freigesetzt wird.
- Ein Teil des Uran–238 wird in spaltbares Plutonium–239 umgewandelt (Brutvorgang).

Das größte Kernkraftwerk mit Schnellem Brutreaktor (Creys–Malville/Frankreich) ist seit 1986 in Betrieb. Es trägt den Namen Superphénix I und ist ein Gemeinschaftsprojekt von Frankreich und fünf weiteren europäischen Staaten (darunter auch der BRD).

Die im folgenden gemachten Angaben beziehen sich auf das französische Kraftwerk Superphénix I.

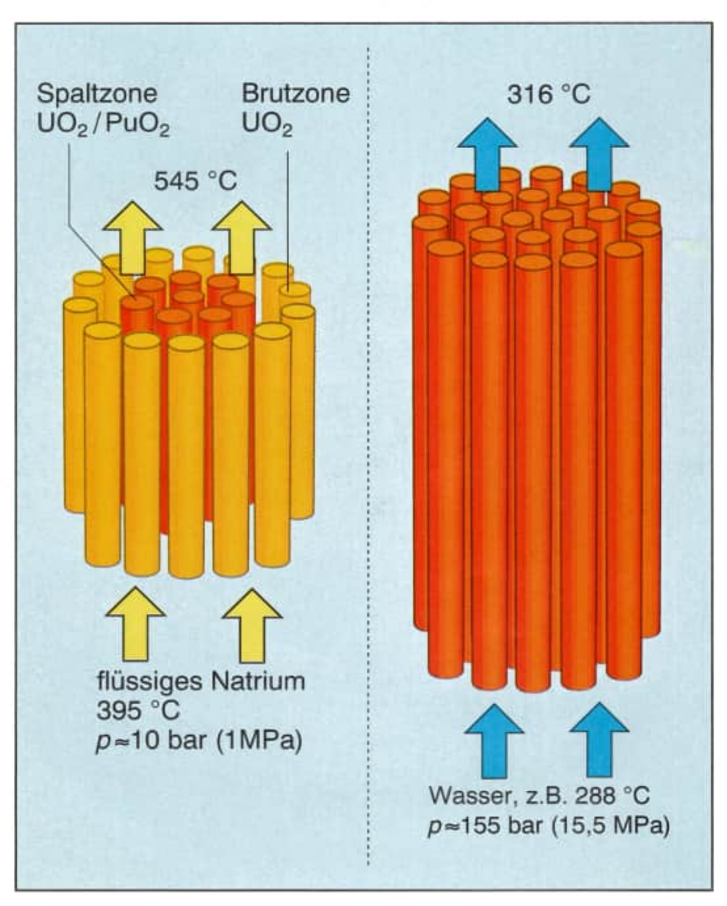


Abb. 6.3.1
Reaktorkerne beim Schnellen Brüter (links) und bei einem Leichtwasserreaktor (DWR) (rechts). Absorber- und Reflektorelemente sind nicht dargestellt.

Sein Reaktorkern besteht aus zwei Zonen. Im Innern befinden sich Brennstäbe mit einer Mischung von UO_2 und PuO_2 (Spaltstoffanreicherung 15%). In dieser Zone kommt es vorwiegend zu Kernspaltungen. In einem Mantel aus UO_2 (abgereichertes Uran), der den inneren Bereich umgibt, wird Uran–238 in Plutonium umgewandelt (Abb. 6.3.1).

Bei Brutreaktoren ist eine hohe Konzentration an spaltbarem Plutonium notwendig, weil schnelle Neutronen verwendet werden. Sie führen mit geringerer Wahrscheinlichkeit zu Kernspaltungen als langsame. Der Reaktorkern ist deshalb kompakter gebaut und besitzt eine Spaltstoffkonzentration, die deutlich höher liegt als bei den Leichtwasserreaktoren.

In Brutreaktoren kann der Prozeß so gesteuert werden, daß aus Uran–238 mehr spaltbares Plutonium–239 erzeugt wird, als durch Kernspaltungen verbraucht wird. Da sowohl bei der Kernspaltung als auch bei der Erbrütung von Plutonium schnelle Neutronen eingesetzt werden, nennt man diesen Reaktortyp „Schneller Brüter" oder „Schneller Brutreaktor".

In dem französischen Brutreaktor Phénix (Vorläufer von Superphénix I) konnte nachgewiesen werden, daß auf 100 Plutoniumkerne, die gespalten werden, 115 Plutoniumkerne neu erbrütet werden. Es entsteht also ein Überschuß an spaltbarem Material, das in anderen Leichtwasserreaktoren oder Brutreaktoren als Spaltstoff eingesetzt werden kann. Da aber bei der Aufbereitung der Spalt- und Brutstoffe Verluste entstehen, kann durch den Einsatz von 100g Plutonium letztlich nicht 115 g Plutonium gewonnen werden. Nach dem heutigen Stand der Technik ist es aber möglich, das Natururan etwa 60mal besser auszunutzen als in den Leichtwasserreaktoren.

Da Brutreaktoren nur mit schnellen Neutronen betrieben werden, darf kein Moderator vorhanden sein. Als Kühlmittel kommt deshalb auch kein Wasser in Frage. Es würde die Neutronen zu schnell auf geringe Geschwindigkeiten abbremsen (moderieren). Außerdem könnte Wasser die große Menge an Wärmeenergie, die aufgrund der hohen Spaltstoffkonzentration erzeugt wird, nicht schnell genug abführen.

Als Kühlmittel wird deshalb flüssiges Natrium verwendet. Sein Schmelzpunkt liegt bei 98 °C, sein Siedepunkt bei 883 °C. Mit einer Temperatur von 395 °C tritt es von unten in den Reaktorkern ein und verläßt ihn wieder mit 545 °C. Da das Natrium dabei nicht siedet, ist auch der entstehende Druck relativ niedrig. Im Primärkreislauf liegt er bei etwa 10 bar (1 MPa).

In einem Zwischenwärmetauscher gibt das flüssige Natrium des Primärkreislaufs seine Wärme an das Natrium eines Sekundärkreislaufs ab. Ein weiterer Wärmetauscher bildet den Dampferzeuger. In ihm erzeugt das flüssige Natrium des Sekundärkreislaufs Wasserdampf von 487 °C (bei 177 bar), der dann einer Dampfturbine zugeführt wird. Erst in dem tertiären Kreislauf, der ein Wasser-Dampf-Kreislauf ist, entstehen durch das Verdampfen des Wassers hohe Drücke (Abb. 6.3.2).

Die Verwendung von drei Kreisläufen ist aus sicherheitstechnischen Gründen notwendig.

- Das Natrium, das im Reaktor strömt, wird durch die freien Neutronen radioaktiv.

$$^{23}_{11}Na + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{24}_{11}Na \quad \text{(Aktivierung)}$$

$$^{24}_{11}Na \xrightarrow[\text{HWZ } 14{,}96\text{ h}]{} ^{0}_{-1}e + ^{24}_{12}Mg \quad \text{(rad. Zerfall)}$$

  Es entsteht radioaktives Na–24, das unter Aussenden eines Betateilchens zu Magnesium zerfällt. Um das radioaktive Natrium in der Sicherheitszone des Reaktorgebäudes zu halten, wird die Wärme über einen sekundären Natriumkreislauf dem Wasser-Dampf-Kreislauf zugeführt. Das Natrium in dem sekundären Kreislauf ist nicht mehr radioaktiv.

- Ein zweiter Natrium-Kühlkreislauf soll verhindern, daß bei Störfällen das radioaktive Natrium des Primärkreislaufs mit dem Wasser-Dampf-Kreislauf in Berührung kommt, da Natrium mit Wasser chemisch reagiert.

Zur Steuerung der Reaktorleistung werden Steuerstäbe von oben in den Reaktor eingefahren. Sie bestehen z. B. aus Tetraborcarbid (B_4C) und besitzen ein hohes Absorptionsvermögen für Neutronen.

thermische Reaktorleistung	3 000 MW
elektrische Nettoleistung	1180 MW
Nettowirkungsgrad	39 %
Anzahl der Brennelemente mit je 271 Brennstäben	364
Hüllrohrwerkstoff	rostfreier Stahl
max. Hüllrohrtemperatur	620 °C
Natrium-Gesamtmenge im Primärkühlkreis	3,314 t
Nennfördermenge	4 • 4,10 t/s
Kern-Eintrittstemperatur	395 °C
Kern-Austrittstemperatur	545 °C
Natrium-Gesamtmenge im Sekundärkühlkreis	1 500 t
Nennfördermenge	4 • 3,27 t/s
Temperatur am Dampferzeuger-Eintritt	525 °C
Temperatur am Dampferzeuger-Austritt	345 °C
Wassertemperatur am Dampferzeuger-Eintritt	237 °C
Wasserdruck am Dampferzeuger-Eintritt	218 bar
Dampftemperatur am Turbinen-Eintritt	487 °C
Dampfdruck am Turbinen-Eintritt	177 bar
Nenndurchsatz	4 • 340 kg/s

Tabelle 6.3.1
Technische Daten zum Superphénix I

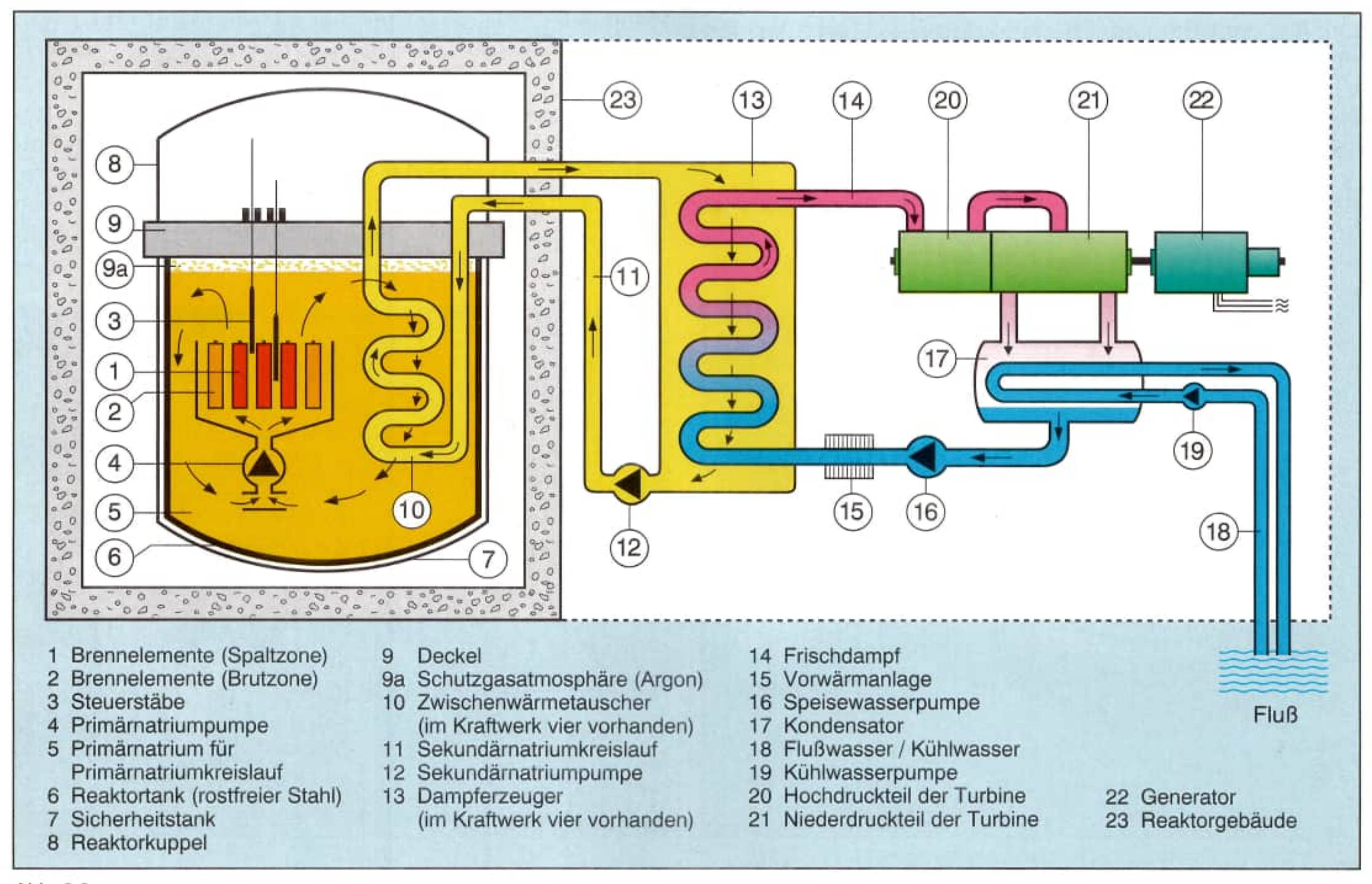


Abb. 6.3.2
Kernkraftwerk mit Schnellem Brutreaktor (stark vereinfachte Schemazeichnung)

6.4 Kernkraftwerk mit Thorium-Hochtemperaturreaktor (Beispiel: THTR–300 bei Hamm)

Eine weitere Möglichkeit, Kernenergie zur Erzeugung elektrischer Energie zu nutzen, bietet der Hochtemperaturreaktor. Wie im Namen ausgedrückt wird, können mit diesem Reaktortyp relativ hohe Temperaturen erzeugt werden. Während Leichtwasserreaktoren Kühlmitteltemperaturen bis etwa 330 °C und Schnelle Brüter bis 550 °C erreichen, liegt bei Hochtemperaturreaktoren die Kühlmitteltemperatur bei 750 °C und darüber. Es kann dann nicht nur Dampf zum Antrieb von Turbinen, sondern auch Prozeßwärme (z. B. zur Kohlevergasung) erzeugt werden.

In der Nähe von Hamm (Westfalen) ist von 1985 bis 1989 ein Hochtemperaturreaktor betrieben worden, um technische Erfahrungen mit dieser Technologie zu gewinnen. Aus wirtschaftlichen Gründen wird die Reaktorlinie jedoch z. Z. nicht weiter verfolgt. Da sie aber eine technisch sehr interessante Lösung darstellt, wird das Demonstrationskraftwerk von Hamm hier beschrieben.

Die Brennelemente in dem bei Hamm/Uentrop errichteten Hochtemperaturreaktor THTR–300 waren Graphitkugeln mit einem Durchmesser von 6 cm. Sie enthielten als Spaltstoff etwa 1 g Uran–235 und als Brutstoff etwa 10 g Thorium–232 in Form beschichteter Teilchen von 0,5 bis 0,7 mm Durchmesser. Etwa 35 000 solcher umhüllten Teilchen waren in einer Kugel untergebracht (Abb. 6.4.1).

Das Uran–235 ließ sich durch langsame Neutronen spalten. Aus dem Thorium–232 wurde Uran–233 erbrütet, das ebenfalls durch langsame Neutronen spaltbar ist. Während des Betriebes erzeugte sich der Thorium-Hochtemperaturreaktor also einen Teil des Spaltstoffs selbst (vgl. 4.5).

Bei diesem Reaktortyp wurde Graphit als Moderator verwendet. Da Spalt- und Brutstoff sowie Moderator miteinander gemischt waren, handelte es sich also um einen homogenen Reaktor.

Rund 675 000 kugelförmige Betriebselemente waren in dem Reaktor untergebracht. Diese Erstbeladung bestand aus ca. 360 000 Brennelementkugeln, ca. 280 000 Graphitkugeln (zusätzlicher Moderator) und ca. 35 000 borhaltigen Kugeln (Absorber) (Abb.6.4.2).

Die Brennelementkugeln befanden sich in einem Behälter aus Graphitblöcken mit einem Durchmesser von 5,6 m und einer Höhe von 6 m. Er stützte den Kugelhaufen ab und diente gleichzeitig als Neutronenreflektor. Um die bei den Kernprozessen auftretende Gammastrahlung abzuschirmen, war der Graphitbehälter von einem eisernen Schild umgeben (Abb. 6.4.3).

Die im Reaktor erzeugte Wärme wurde durch das Edelgas Helium nach außen geführt (Heliumkühlkreis). Es strömte von oben mit einer Temperatur von 250 °C in den Reaktor und verließ ihn unten mit einer Temperatur von 750 °C. In 6 Dampferzeugern (in der Abbildung nur zwei dargestellt) gab das Helium seine Wärme an einen Wasser-Dampf-Kreislauf ab. Zur Steuerung und Abschaltung des Reaktors konnten 42 Regelstäbe von oben in den Kugelhaufen eingefahren werden.

Die Hauptkomponenten (Kugelhaufen, Neutronenreflektor, Schild aus Eisen, Dampferzeuger, Kühlmittelgebläse sowie Einrichtungen zur Reaktorsteuerung und Reaktorabschaltung) waren in einem berstsicheren Spannbetonbehälter mit einer Wandstärke von 4,5 bis 5 m untergebracht. Er hielt dem Innendruck von etwa 40 bar (4 MPa) stand und diente gleichzeitig zur Abschirmung der Neutronen- und Gammastrahlung.

Im Reaktordruckbehälter befand sich auch die Beschickungsanlage. Sie ermöglichte eine fortlaufende Entnahme und Zugabe der kugelförmigen Brennelemente. Bei Vollast wurden an einem Tag 3 700 Kugeln umgesetzt und etwa 620 abgebrannte Brennelemente durch neue ersetzt. Die Brennelemente sollten im Mittel ungefähr drei

Graphitschale
Beschichtetes Teilchen (Spaltstoff u. Brutstoff)
$UO_2 + ThO_2$ oder $UC + ThC$
Kohlenstoffschichten
6 cm
0,5 – 0,7 mm

Abb. 6.4.1
Kugelförmiges Brennelement



Abb. 6.4.2
Strahlungsmessung auf dem Kugelbett der Erstbeladung des THTR–300

Quelle: HOCHTEMPERATUR-REAKTORBAU GmbH (HRB)

Jahre im Reaktor bleiben und ihn in dieser Zeit rund 6mal durchlaufen.

Mit dem in den Wärmetauschern erzeugten Dampf wurde eine Turbine angetrieben, die mit einem Generator gekoppelt war. Zur Kondensatorkühlung wurde bei dem Thorium-Hochtemperaturreaktor ein Kühlkreislauf mit einem sog. Naturzug-Trockenkühlturm verwendet. Die durch den Turm emporsteigende Luft führte die Wärme des Kondensatorkühlkreises ab. Die Wärme wurde also nicht, wie in den Beispielen vorher, an einen Fluß, sondern an die Luft abgegeben.

Der Thorium-Hochtemperaturreaktor zeichnete sich durch besondere Sicherheit aus. Das als Kühlmittel verwendete Helium wurde durch Neutronenbestrahlung praktisch nicht aktiviert. Außerdem verhielt es sich auch bei hohen Temperaturen chemisch neutral. Da Helium ein Gas ist, spielte auch der Dampfblasenkoeffizient keine Rolle (vgl. 5.4).

Der in den Brennelementkugeln eingesetzte Graphit mit einer Schmelztemperatur von 3 650 °C konnte bei den im Reaktor auftretenden Temperaturen nicht schmelzen.

Tabelle 6.4.1
Weitere technische Daten zum THTR–300

thermische Leistung	759,5 MW
elektrische Leistung	307,5 MW
Wirkungsgrad	40,49 %
Spaltstoff	U–235
Masse des Spaltstoffs U–235	344 kg
Brutstoff	Th–232
Masse des Brutstoffs	6 400 kg
Spaltstoffanteil am Schwermetall-Einsatz	5,4 %
Absorbermaterial	B_4C
Primärkühlkreislauf:	
Kühlmittel	He
Eintrittstemperatur	250 °C
Austrittstemperatur	750 °C
Druck	39,2 bar (3,92 MPa)
Wasser-Dampf-Kreislauf:	
Arbeitsmittel	H_2O
Speisewassertemperatur	180 °C
Frischdampftemperatur	530 °C
Frischdampfdruck	177,5 bar (17,75 MPa)

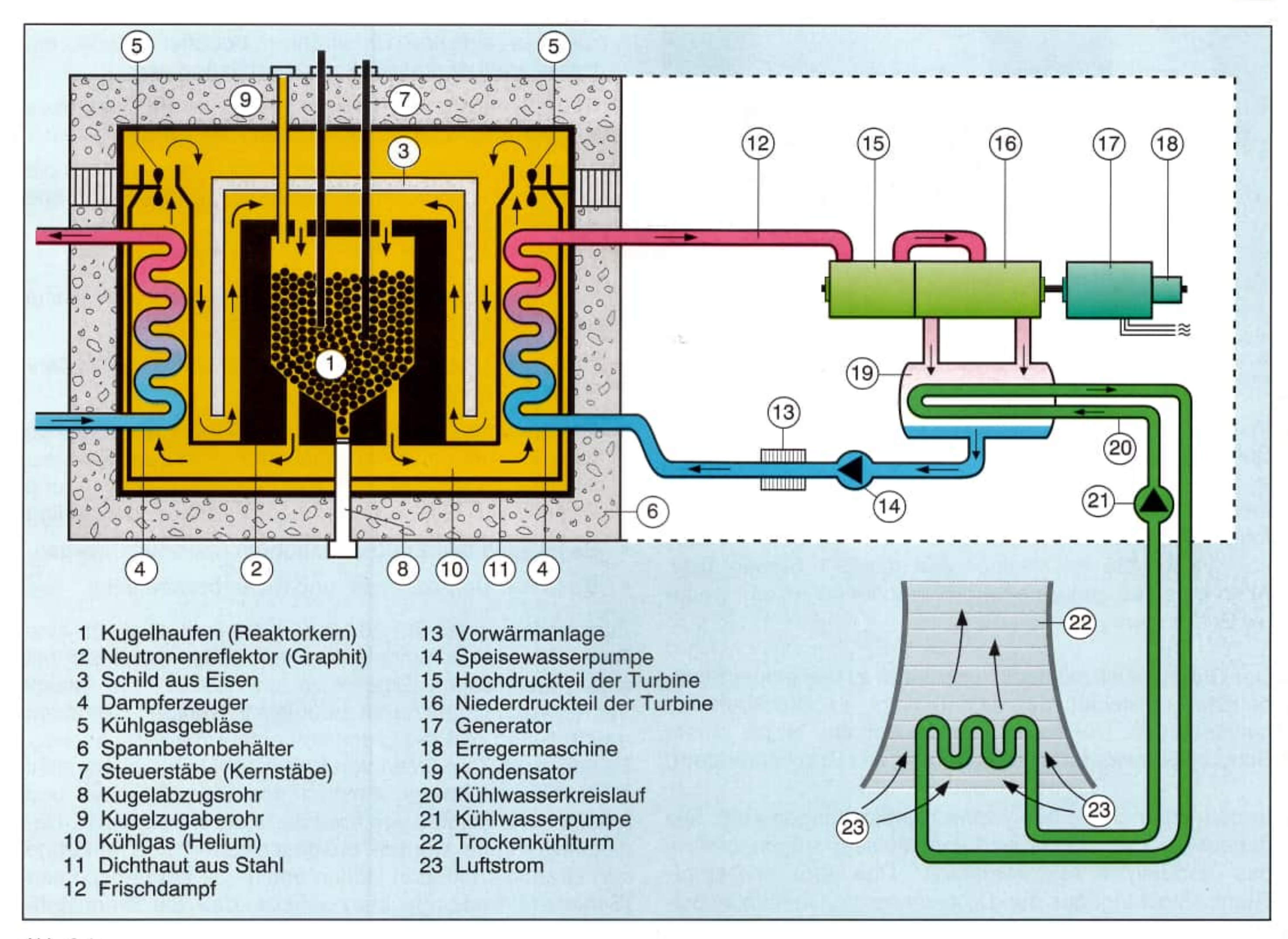


Abb. 6.4.3
Kernkraftwerk mit Thorium-Hochtemperaturreaktor (vereinfachte Schemazeichnung)

6.5 Kernkraftwerk mit Siedewasser-Druckröhrenreaktor (Beispiel: RBMK 1 000/Tschernobyl)

Am 26. April 1986 kam es in der Nähe der ukrainischen Stadt Tschernobyl zu einem Reaktorunfall, in dessen Verlauf größere Mengen von Radionukliden austraten. Mit den Luftströmungen wurden sie über weite Gebiete verteilt und gelangten so auch in die Bundesrepublik Deutschland.

Bei dem zerstörten Reaktor in Tschernobyl handelte es sich um den Typ RBMK 1 000. RBMK ist die Abkürzung der russischen Bezeichnung für einen heterogenen, wassergekühlten, graphitmoderierten Druckröhrenreaktor. Die Zahl 1 000 gibt die elektrische Leistung in MW an. Zur Zeit des Unfalls waren in der ehemaligen UdSSR 15 Reaktoren dieses Typs in Betrieb.

Bei diesem Reaktor besteht der Reaktorkern aus etwa 1700 t Graphitziegeln, die zu einem zylindrischen Block von 7 m Höhe und 12 m Durchmesser aufgeschichtet sind. Das Volumen des Reaktorkerns ist dadurch mehr als 10mal größer als bei einem Siedewasserreaktor der Bundesrepublik Deutschland (Abb. 6.5.1).

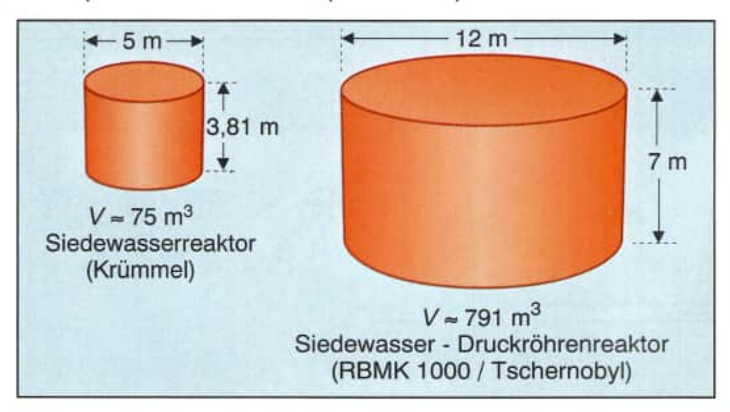


Abb. 6.5.1
Volumina der Reaktorkerne bei einem Siedewasserreaktor (BRD) und einem Siedewasserdruckröhrenreaktor (ehemalige UdSSR)

In dem Block aus Graphitziegeln befinden sich senkrechte Bohrungen für die 1661 Druckröhren. In ihnen hängen je zwei Brennelemente übereinander. Jedes Brennelement ist etwa 3,65 m lang und enthält etwa 115 kg Uran. Insgesamt befinden sich 190 t UO_2 mit einem Anteil von 2% U–235 im Reaktor. Für die 211 Steuer- bzw. Absorberstäbe gibt es eine entsprechende Anzahl weiterer Bohrungen.

Der Graphitblock mit den Druckröhren ist von einem Stahlbehälter umkleidet, der jedoch nicht als Druckbehälter konstruiert ist. Der freie Raum im Behälter ist mit einem Schutzgas ausgefüllt (Verhinderung von Graphitbränden).

In den Brennelementen finden Kernspaltungen statt. Die dabei erzeugte Wärme wird vom Wasser aufgenommen, das dadurch z. T. verdampft. Das Wasser-Dampf-Gemisch gelangt aus den Druckröhren zu Dampfabscheidern, in denen eine Trennung von Wasser und Dampf herbeigeführt wird. Der Dampf strömt zu zwei Turbinen, das Wasser wird wieder in den Reaktor zurückgepumpt.

Die bei der Spaltung eines U–235–Kerns entstehenden zwei bis drei schnellen Neutronen werden durch den Graphit abgebremst (moderiert). Sie können dann weitere Kernspaltungen auslösen. Wenn die Kettenreaktion und damit die Leistung ansteigen, entstehen in den Druckröhren höhere Temperaturen und damit mehr Dampfblasen. Da Wasserdampf pro cm^3 weniger Moleküle als Wasser enthält, werden nun weniger Neutronen durch Wasser absorbiert. Es sind dann mehr Neutronen vorhanden, die abgebremst werden können und letztlich weitere Kernspaltungen auslösen. Dadurch setzt sich der Temperaturanstieg fort, so daß noch mehr Dampfblasen erzeugt werden usw.. Man sagt, der Dampfblasenkoeffizient ist positiv (vgl. 5.4). Nur durch geeignete Sicherheitseinrichtungen kann verhindert werden, daß der Leistungsanstieg außer Kontrolle gerät.

Für die Entwicklung des RBMK-Typs in der ehemaligen UdSSR gab es mehrere Gründe.

- Die technische Fertigung von Druckröhren und Dampfabscheidern ist wesentlich einfacher als die von Druckbehältern und Dampferzeugern (BRD).
- Die Entwicklung von Reaktoren größerer Leistung ist bei diesem Typ leicht möglich, da gleiche Komponenten lediglich in ihrer Anzahl vermehrt zu werden brauchen.
- Es wurde angenommen, daß ein Kühlmittelverlust immer nur einzelne Druckröhren betreffen würde, ein totaler Verlust praktisch auszuschließen sei.
- Ein Brennelementwechsel ist während des Betriebes möglich, wodurch Stillstandzeiten vermieden werden.
- Um waffenfähiges Plutonium zu gewinnen, können die Brennelemente nach der optimalen Brutzeit während des Betriebes entnommen werden.
  [42, S. 4 – 5; 32, S. 20]

Den ökonomischen Vorteilen stehen jedoch eine Reihe reaktortechnischer Nachteile gegenüber.

- Der Dampfblasenkoeffizient ist positiv. (Der Reaktor neigt zu instabilem Verhalten.)
- Das Volumen des Reaktorkerns ist mehr als 10mal so groß wie bei den Leichtwasserreaktoren der Bundesrepublik Deutschland. (Es ist eine aufwendige und komplizierte Steuerung der Kettenreaktion notwendig.)
- Es müssen fast 2 000 Druckröhren überwacht werden.
- Es fehlen Reaktordruck- und Sicherheitsbehälter.

Zum Reaktorunfall am 26. April 1986 kam es durch eine Reihe von Bedienungsfehlern im Zusammenhang mit einem technischen Experiment am Reaktor. Die Anzahl der Kernspaltungen nahm daraufhin in wenigen Sekunden rapide zu, so daß die Brennstofftemperatur stark anstieg. Es kam zum Zerplatzen von Brennstäben, zu einem nicht mehr beherrschbaren Anstieg des Dampfdruckes und letztlich zum Bersten von etwa 30 % der Druckröhren. Radioaktive Stoffe wurden ausgeschleudert und aufgrund von Graphitbränden in Höhen von 1 – 2 km transportiert (Schornsteinwirkung). Man schätzt, daß die Brennstofftemperatur etwa 3 000 °C erreichte (Schmelzpunkt von UO_2 2 800 °C). Daraus läßt sich die thermische Energie W_{th} abschätzen, die in jeder Sekunde entstand [42, S. 69].

Gesamtmasse des Urans: $m = 190\ t = 1{,}9 \cdot 10^5\ kg$
spez. Wärmekapazität des UO_2: $c = 0{,}3\ kJ/kg \cdot °C$
Brennstofftemperatur: $\Delta\vartheta = 3\,000\ °C$

$$W_{th} = c \cdot m \cdot \Delta\vartheta$$

$$W_{th} = \frac{0{,}3\ kJ \cdot 1{,}9 \cdot 10^5\ kg \cdot 3 \cdot 10^3\ °C}{kg \cdot °C}$$

$$W_{th} = 1{,}71 \cdot 10^8\ kJ = 1{,}71 \cdot 10^5\ MJ$$

Daraus folgt:

$P = W/t = 1{,}71 \cdot 10^5\ MJ/s = 1{,}71 \cdot 10^5\ MWs/s$
$= 1{,}71 \cdot 10^5\ MW$.

Die thermische Leistung während des Unfalls betrug also $1{,}71 \cdot 10^5$ MW, das war mehr als das 50fache der Leistung von $3{,}2 \cdot 10^3$ MW, für die der Reaktor ausgelegt war.

Thermische Leistung	3 200 MW
Elektrische Leistung	1 000 MW
Wirkungsgrad	31 %
Brennstoff	UO_2
Gesamtmasse Uran	ca. 190 t
Anreicherung U–235	2 %
Moderator	Graphit
Gesamtmasse Moderator	ca. 1 700 t
Anzahl der Druckrohre für Brennelemente	1 661
Gesamtlänge eines Druckrohres	22 m
Außendurchmesser eines Druckrohres	88 mm
Anzahl der Brennelemente je Druckrohr	2

Anzahl der Brennstäbe je Brennelement	18
Brennelementlänge	ca. 3,65 m
Anzahl der Führungsrohre mit Steuer- u. Abschaltstäben	211
Stabeinfahrgeschwindigkeit bei Regelung	20 cm/s
Stabeinfahrgeschwindigkeit bei Abschaltung	40 cm/s
Kühlmittel	H_2O
Kühlmitteltemperatur Kerneintritt	270 °C
Kühlmitteltemperatur Kernaustritt	284 °C
Kühlmitteldurchsatz	37 600 t/h
Frischdampfdruck	70 bar
Frischdampfdurchsatz	5 780 t/h

Tabellen 6.5.1 und 6.5.2
Technische Daten zum RBMK–1000 (Tschernobyl)

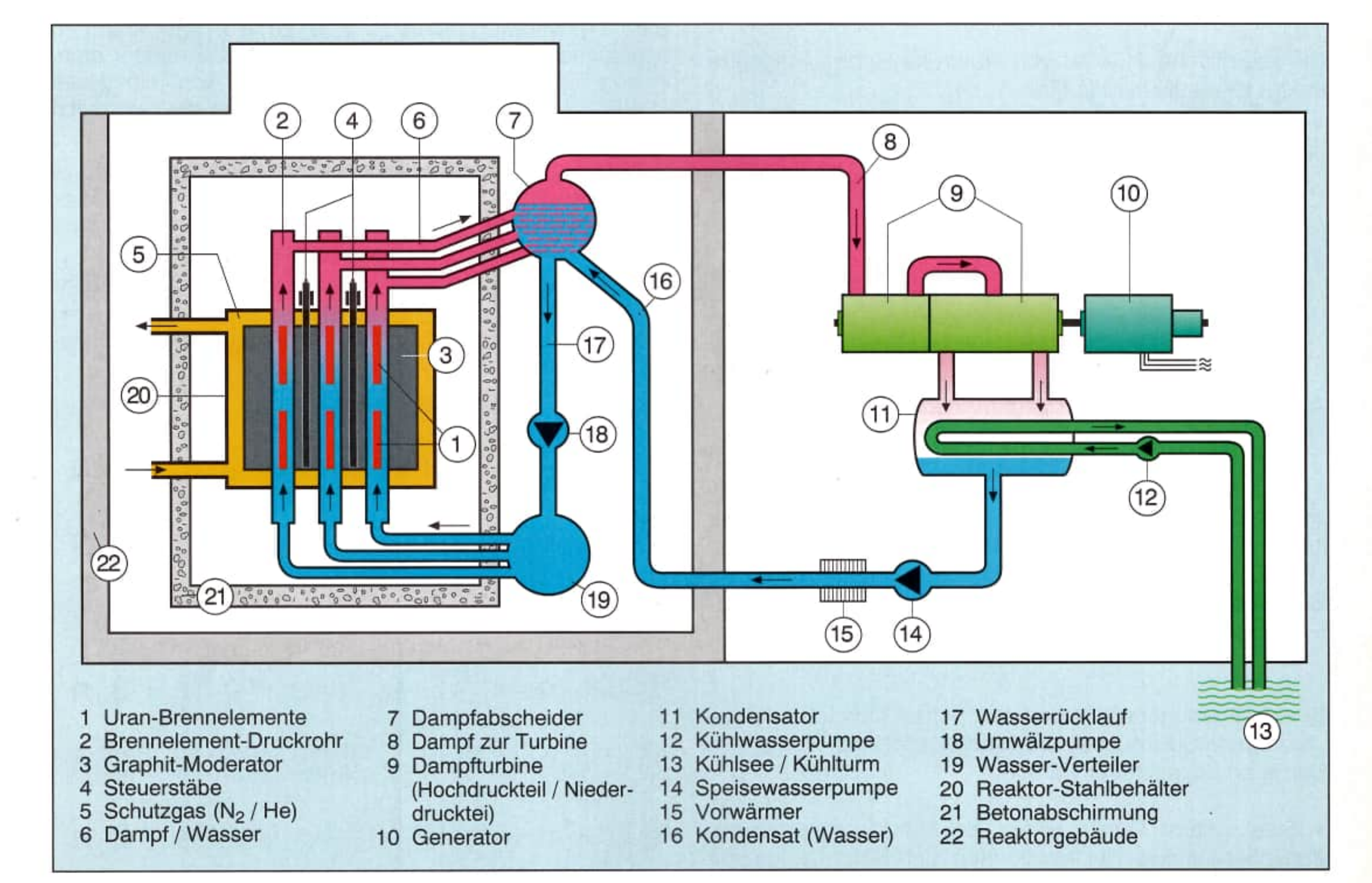


Abb. 6.5.2
Kernkraftwerk mit Siedewasser-Druckröhrenreaktor (RBMK–1 000/Tschernobyl)

7 Sicherheitseinrichtungen bei Kernkraftwerken

7.1 Strahlenquellen in einem Kernkraftwerk

Ein Kernreaktor stellt die z. Zt. größte künstliche Strahlenquelle dar. Durch eine Vielzahl von Sicherheitsmaßnahmen und Sicherheitseinrichtungen werden die Direktstrahlung abgeschirmt und die radioaktiven Stoffe sicher eingeschlossen.

Die von einem Kernreaktor ausgehende Strahlung hat fünf verschiedene Ursachen.

• Die verwendeten Uranisotope U–235 und U–238 sind radioaktiv. Sie zerfallen in mehreren Stufen zu inaktiven Bleiisotopen.
(Entsprechendes gilt für Plutonium, das ebenfalls in Brennelementen eingesetzt werden kann.)

Uran sendet beim Zerfall Alpha- und Gammastrahlen aus. Bei den Folgeprodukten tritt als weitere Strahlenart auch Betastrahlung auf. Auch vor Inbetriebnahme eines Reaktors liegt also eine Strahlenquelle vor, die drei Arten von Strahlen aussendet.

Die spezifische Aktivität von Natururan (ohne Folgeprodukte) ist relativ niedrig (Tab. 7.1.1).

Radionuklid	spez. Aktivität in Bq / g
U–nat.	ca. $2{,}54 \cdot 10^{4}$
I–131	ca. $4{,}6 \cdot 10^{15}$
Ra–226	$3{,}67 \cdot 10^{10}$

Tabelle 7.1.1
Spez. Aktivität von Natururan und einigen anderen Radionukliden

• Bei der Spaltung der Kerne des U–235 mit Hilfe langsamer Neutronen tritt eine Neutronen- und Gammastrahlung auf.

Beispiel:

$$^{235}_{92}U + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{236}_{92}U \rightarrow ^{131}_{53}I + ^{102}_{39}Y + 3\,^{1}_{0}n + \gamma$$

Beide Strahlenarten haben ein hohes Durchdringungsvermögen. Sie müssen deshalb durch eine Reihe von Barrieren abgeschirmt werden.

• Eine weitere Quelle bilden die Aktivierungsprodukte. Zunächst inaktive Nuklide können sich durch Aufnahme eines freien Neutrons in Radionuklide umwandeln (vgl. 4.1).

Beispiele:

$$^{58}_{26}Fe + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{59}_{26}Fe \quad \text{(Aktivierung)}$$

$$^{59}_{26}Fe \xrightarrow[\text{45,1 d}]{\text{Hwz}} ^{59}_{27}Co + ^{0}_{-1}e + \gamma \quad \text{(rad. Zerfall)}$$

$$^{59}_{27}Co + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{60}_{27}Co \quad \text{(Aktivierung)}$$

$$^{60}_{27}Co \xrightarrow[\text{5,272 a}]{\text{Hwz}} ^{60}_{28}Ni + ^{0}_{-1}e + \gamma \quad \text{(rad. Zerfall)}$$

Materialien im Bereich der Neutronenstrahlung, wie z. B. das Kühlmittel Wasser, der Beton, Stahl und seine Legierungsbestandteile, Korrosionsprodukte oder die Luft können auf diese Weise radioaktiv werden und dann über eine mehr oder weniger lange Zeit Strahlung aussenden.

• Neutronen mittlerer sowie höherer Geschwindigkeit können vom U–238 aufgenommen werden. Dabei tritt keine Kernspaltung, sondern eine Umwandlung in das Uranisotop U–239 ein. Es ist ein Betastrahler, der sich in mehreren Schritten zu Pu–239 umwandelt (vgl. 4.5).

Eine Umwandlung von U–238 zu Pu–239 findet in bestimmtem Umfang in jedem Leichtwasserreaktor statt. In sog. Brutreaktoren (Schneller Brüter) wird es gezielt erzeugt. Plutonium kann für Kernspaltungen eingesetzt werden.

• Die bei der Kernspaltung entstehenden Spaltprodukte sind aufgrund ihres Neutronenüberschusses meist radioaktiv. Sie stellen die fünfte Quelle ionisierender Strahlen dar.

Man kennt heute etwa 200 verschiedene Spalt-Radionuklide, die sich auf 35 verschiedene Elemente beziehen (von Zink/Kernladungszahl 30 bis zum Terbium/Kernladungszahl 65).

Beispiele (vgl. auch Abb. 7.1.1 u. 7.1.2):

$$^{235}_{92}U + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{236}_{92}U \rightarrow ^{147}_{57}La + ^{87}_{35}Br + 2\,^{1}_{0}n$$

$$^{235}_{92}U + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{236}_{92}U \rightarrow ^{89}_{36}Kr + ^{144}_{56}Ba + 3\,^{1}_{0}n$$

$$^{235}_{92}U + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{236}_{92}U \rightarrow ^{137}_{53}I + ^{96}_{39}Y + 3\,^{1}_{0}n$$

$$^{235}_{92}U + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{236}_{92}U \rightarrow ^{143}_{54}Xe + ^{90}_{38}Sr + 3\,^{1}_{0}n$$

$$^{235}_{92}U + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{236}_{92}U \rightarrow ^{137}_{55}Cs + ^{96}_{37}Rb + 3\,^{1}_{0}n$$

$$^{235}_{92}U + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{236}_{92}U \rightarrow ^{90}_{36}Kr + ^{144}_{56}Ba + 2\,^{1}_{0}n$$

$$^{235}_{92}U + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{236}_{92}U \rightarrow ^{135}_{52}Te + ^{98}_{40}Zr + 3\,^{1}_{0}n$$

Die Massenzahlen der Trümmerkerne liegen etwa zwischen 70 und 160. Ein Maximum liegt bei der Massenzahl 95 (z. B. Strontium–90, Krypton –89, Zirkonium–93), ein zweites Maximum bei der Massenzahl 140 (z. B. Barium–140, Cäsium–137, Cer–144). Die Massenzahlen liegen am häufigsten im Verhältnis 2 : 3 zueinander.

Die Spaltprodukte wandeln sich unter Aussenden von Betastrahlen in stabile Kerne um. Dabei werden ganze Zerfallsreihen durchlaufen. Es ist aber auch Neutronenemission möglich.

Radioaktive Isotope eines bestimmten Elements (z. B. radioaktives Jod) können direkt bei der Kernspaltung oder beim nachträglichen Zerfall eines Spaltproduktes entstehen (Abb. 7.1.1 und 7.1.2).

(Radioaktive Ableitungen vgl. 7.3)

Abb. 7.1.1
Radioaktiver Zerfall des Sn–131

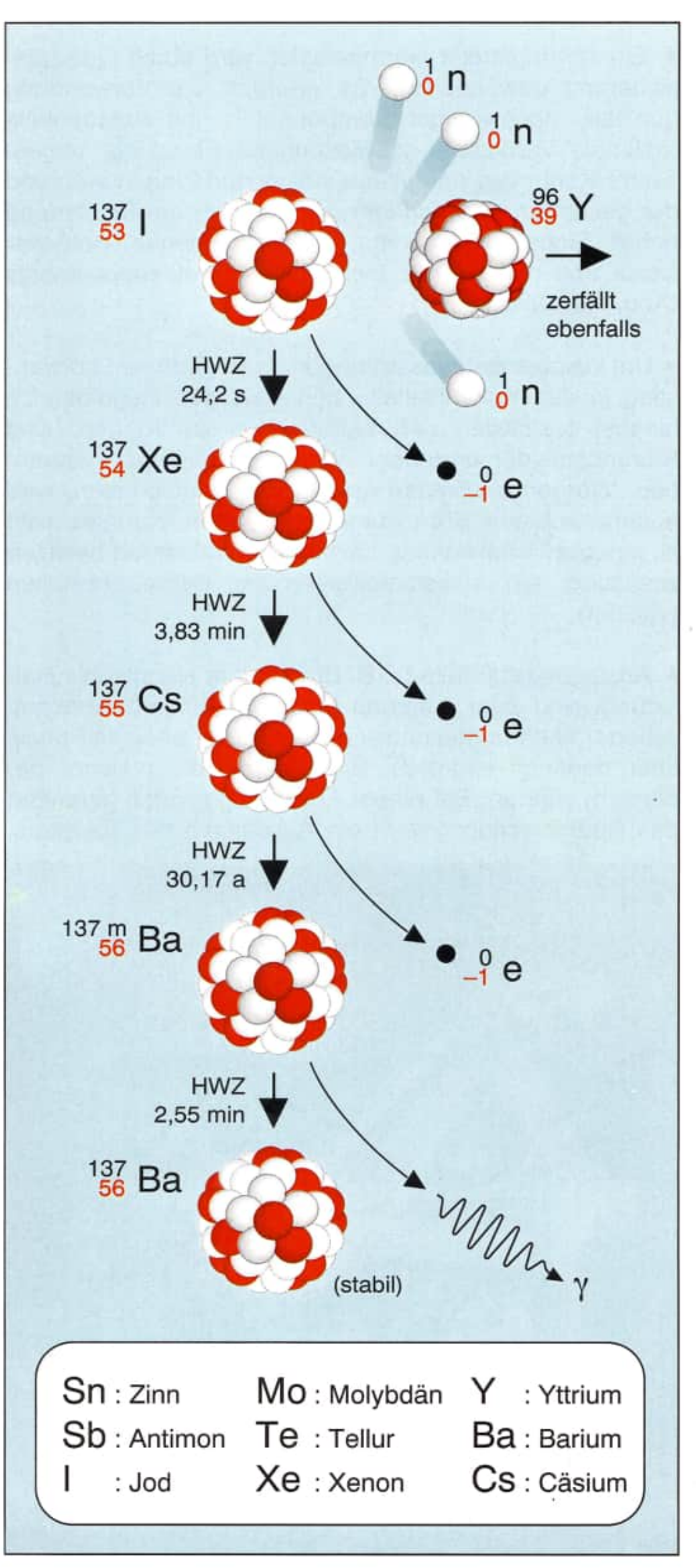


Abb. 7.1.2
Radioaktiver Zerfall des I–137

7.2 Das grundlegende Sicherheitskonzept

Bei Kernspaltungen und von den künstlich erzeugten Radionukliden werden ionisierende Strahlen ausgesandt. Sie stellen für Lebewesen eine große Gefahr dar. In Kernkraftwerken werden deshalb die Strahlen abgeschirmt und die strahlenaussendenden Radionuklide sicher eingeschlossen. Diese grundlegenden Anforderungen müssen sowohl bei normalem Reaktorbetrieb als auch im Störfall erfüllt sein.

• Ein störungsfreier Normalbetrieb wird durch Qualitätssicherung gewährleistet. Es erfordert die Verwendung qualitativ hochwertiger Komponenten und Anlagenteile (optimale Werkstoffe, gewissenhafte Fertigung, umfassende Kontrollen und Wiederholungsprüfungen während der gesamten Lebensdauer der Anlage), die Einplanung hoher Sicherheitsreserven, eine schonende Betriebsweise und den Einsatz fachkundigen Betriebspersonals (Abb. 7.2.1 und 7.2.2).

• Um kleinere Betriebsstörungen (z. B. geringer Druckanstieg in den Kühlmittelleitungen über den Regelbereich hinaus) feststellen und beherrschen zu können, sind Störungsmelder und Begrenzungseinrichtungen vorhanden. Werden bestimmte Grenzwerte überschritten, wird automatisch eine Korrektur vorgenommen, damit es nicht zu einem Störfall kommt. Leichtwasserreaktoren besitzen zusätzlich ein selbststabilisierendes Betriebsverhalten (vgl. 5.4).

• Auslegungsstörfälle (z. B. Bruch einer Hauptkühlmittelleitung) sind zwar aufgrund der vielen sicherheitstechnischen Vorkehrungen unwahrscheinlich, können im Prinzip aber dennoch eintreten. Sie müssen dann sicher beherrscht werden. Bei einem Auslegungsstörfall garantiert das Reaktorschutzsystem ein Abschalten des Reaktors, die Abfuhr der Nachwärme und den sicheren Einschluß des radioaktiven Inventars. Die Schäden in der Reaktoranlage werden dadurch begrenzt und in der Umgebung des Kernkrafwerkes keine Schäden verursacht.

Abb. 7.2.1
Automatisierte Ultraschall-Prüfung des Reaktordruckbehälterbodens

Die prompte Gamma- und Neutronenstrahlung verschwindet beim **Abschalten** des Reaktors. Dafür ist Voraussetzung, daß der Reaktor auf Dauer in einen unterkritischen Zustand gebracht werden kann. Das geschieht durch schnelles Einfahren der neutronenabsorbierenden Steuerstäbe in den Reaktorkern und durch Einspeisung von Wasser mit Borzusatz.

Die Spaltprodukte sind radioaktiv und erzeugen auch nach dem Abschalten des Reaktors große Wärmemengen (vgl. 3.7). Diese sogenannte **Nachwärme** beträgt anfangs etwa 5 % der Ausgangsleistung und nimmt mit der Zeit auf etwa 2 % ab. Bei einem Kraftwerk mit einer thermischen Leistung von W_{th} = 3 000 MW wären das 150 bis 60 MW [49, S. 47]. Bei fehlender Wärmeabfuhr würde die Temperatur bis weit über das Schmelzen der Brennstäbe hinaus ansteigen. Radioaktive Spaltprodukte könnten dann freigesetzt werden. Es muß also in jeder Situation sichergestellt sein, daß die Nachwärme abgeführt wird.

Die künstlich erzeugten Radionuklide (Spaltprodukte, Aktivierungsprodukte, Aktiniden) werden durch mehrere, gestaffelt hintereinander angeordnete **Schutzbarrieren** eingeschlossen. Die Radionuklide dürfen niemals unkontrolliert und in unzulässigen Mengen in die Biosphäre gelangen (vgl. 7.3). Die Barrierenfunktion muß unter allen Störfallbedingungen aufrechterhalten werden.

Der Einschluß der in den Brennstäben vorhandenen Spaltprodukte ist oberstes Ziel der Reaktorsicherheitstechnik. Bei Leichtwasserreaktoren beträgt die Aktivität des Reaktorinventars nach 2,5 Betriebsjahren etwa $1{,}85 \cdot 10^{20}$ Bq [41, S. 63]. Es bedeutet, daß in 1s $1{,}85 \cdot 10^{20}$ Kernumwandlungen stattfinden und dabei Strahlungsteilchen und Strahlungsquanten ausgesandt werden. Zum Vergleich: Auf der gesamten Erde wird die C–14-Aktivität auf $8{,}5 \cdot 10^{18}$ Bq geschätzt [39, S. 59].

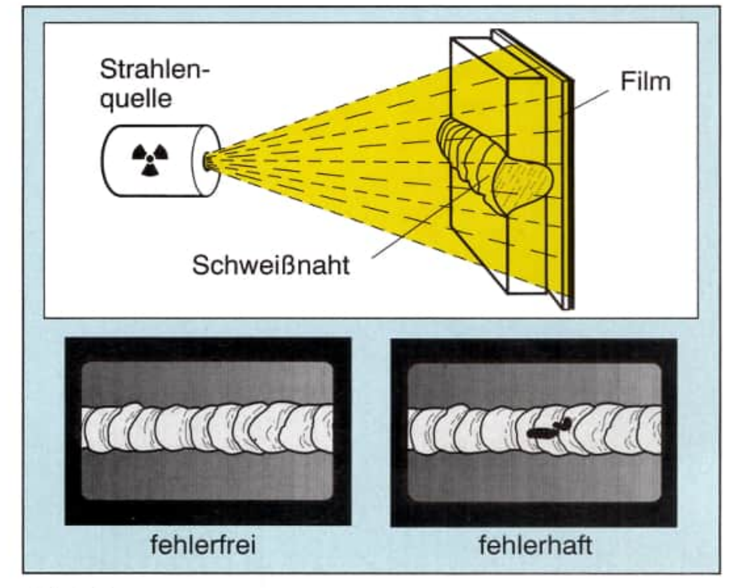


Abb. 7.2.2
Prüfung einer Schweißnaht mit Hilfe von Gammastrahlen

• Das umfassende Reaktorsicherheitssystem macht einen Störfall, bei dem radioaktive Stoffe unkontrolliert in größeren Mengen austreten, sehr unwahrscheinlich. Er ist aber nicht grundsätzlich auszuschließen, denn bei Kernkraftwerken kann man – wie bei allen anderen technischen Systemen auch – niemals eine 100 %ige Sicherheit erreichen. Für solche theoretisch nicht auszuschließenden, aber höchst unwahrscheinlichen Ereignisse werden für das einzelne Kernkraftwerk zusätzliche Notfallschutzmaßnahmen geplant. Ihr Ziel ist es, Kernschäden zu verhindern und die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung soweit wie möglich zu begrenzen. Risikountersuchungen haben gezeigt, daß in deutschen Leichtwasserreaktoren einige Stunden bis zu einigen Tagen vergehen würden, bis aus einem Auslegungsstörfall bei angenommenem Versagen von Schutz- und Sicherheitseinrichtungen ein Unfall mit der Gefahr einer Aktivitätsfreisetzung wird. Diese Zeit reicht aber aus, um die anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen einzuleiten. Das sind im wesentlichen die Wiederherstellung der Kernkühlung, die Bereitstellung weiterer Wasserreserven zur Kühlung und die gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters (vgl. 7.3).

Um die Sicherheit von Kernkraftwerken weiter zu verbessern, wird eine umfassende Sicherheitsforschung betrieben. Man versucht, einzelne Komponenten zu verbessern, vorhandene Sicherheitsreserven zu bestimmen, einzelne Schutz- und Sicherheitssysteme in ihrem Zusammenspiel unter immer neuen Bedingungen zu beurteilen sowie den Ablauf möglicher bzw. hypothetischer Störfälle zu analysieren. Die dabei gewonnenen Erkenntnisse können zur Verbesserung der bestehenden Sicherheitssysteme beitragen. Durch welche allgemeinen Grundsätze die Sicherheit einer Reaktoranlage erhöht werden kann, zeigt die Graphik in Abb. 7.2.3.

Neben den technisch denkbaren Störfällen sind auch solche Fälle vorstellbar, die sich einem technischen Zugriff des Menschen entziehen. So kann man z. B. gegen den Einschlag eines großen Meteoriten keine Sicherheitseinrichtungen schaffen. Für solche Fälle muß ermittelt werden, ob die Eintrittswahrscheinlichkeit so groß und die Auswirkungen so katastrophal sind, daß ein Risiko nicht mehr akzeptiert werden kann.

In den folgenden Abschnitten dieses Kapitals werden beispielhaft einige besonders wichtige Sicherheitseinrichtungen vorgestellt und in vereinfachter Form erläutert.

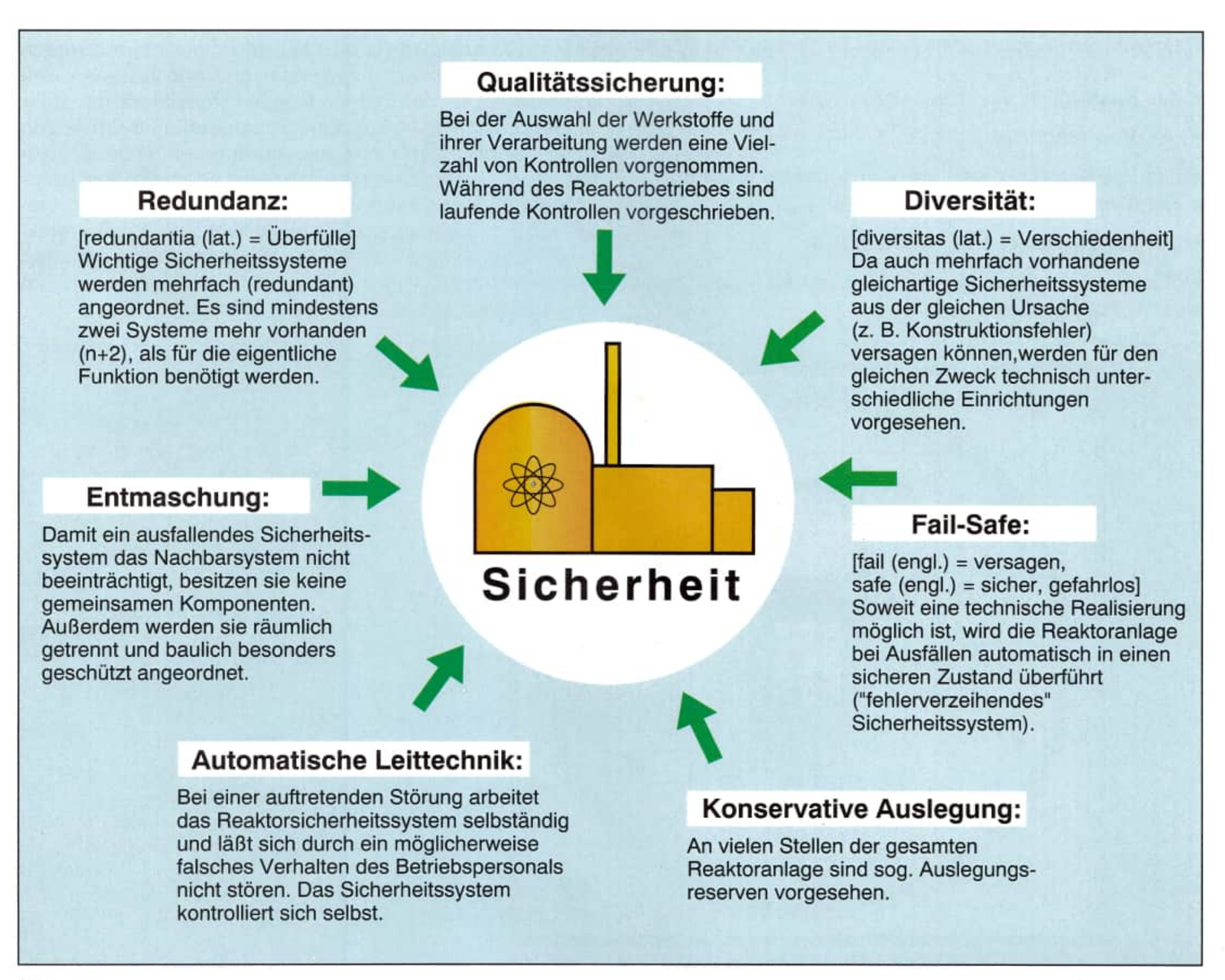


Abb. 7.2.3
Technische Grundsätze zur Erhöhung der Sicherheit eines Kernkraftwerkes

7.3 Sicherheitsbarrieren gegen das Austreten radioaktiver Stoffe

Kernkraftwerke besitzen eine Reihe von Barrieren, die zwei Funktionen erfüllen. Sie schirmen die Direktstrahlung ab und sie verhindern das Austreten radioaktiver Stoffe wirksam (Abb. 7.3.1).

Alpha- und Betastrahlen werden durch das Kühlwasser vollständig abgeschirmt. Das Reaktordruckgefäß verringert die Gammastrahlung auf den 100 000sten Teil der Strahlung im Reaktorkern. Eine fast vollständige Abschirmung der verbleibenden Gammastrahlung und der Neutronenstrahlung geschieht durch einen 2 m dicken Schild aus Stahlbeton, der das Reaktordruckgefäß umgibt. Sicherheitsbehälter und Reaktorgebäude bilden weitere Barrieren, so daß außerhalb des Reaktors kaum direkte Strahlung aus dem Reaktor auftritt. Das Reaktorgebäude übernimmt gleichzeitig den Schutz des Reaktors gegen äußere Einwirkungen (z. B. Erdbeben, Flugzeugabsturz, Druckwellen).

Einige der Barrieren zur Strahlenabschirmung sind gleichzeitig Sicherheitsbarrieren gegen das Austreten radioaktiver Stoffe. Sie sind bei Siedewasser- und bei Druckwasserreaktoren vorhanden. Es sind im einzelnen

- das Kristallgitter des Brennstoffes selbst,
- die Brennstabhülle,
- das Reaktordruckgefäß mit dem angeschlossenen Rohrsystem des Primärkühlkreises,
- der Sicherheitsbehälter mit Dichthaut,
- Rückhalteeinrichtungen für flüssige und gasförmige radioaktive Stoffe.

Im folgenden werden die Barrieren, die das sichere Einschließen der radioaktiven Stoffe garantieren, näher beschrieben.

Der Brennstab

Für die Kernspaltung in Leichtwasserreaktoren wird heute fast ausschließlich Uran–235 verwendet. Es ist in dem in der Natur vorkommenden Uran mit einem Anteil von etwa 0,7 % enthalten. Dieser Anteil wird in dem sog. Kernbrennstoff auf 2 bis 4 % angereichert.

In Abb. 7.3.2 ist der Aufbau zylinderförmiger Brennstäbe im Längsschnitt wiedergegeben. Die Stäbe haben z. B. bei einem der heute üblichen Siedewasserreaktoren eine Länge von 4,17 m und einen äußeren Durchmesser von ca. 11 mm. Die Umhüllung besteht aus Zirkaloy (Zirkonium-Legierung) mit einer Wandstärke von 0,65 mm. Das Material der Brennstäbe soll den Kernbrennstoff von dem Kühlmittel des Primärkreislaufes trennen und außerdem verhindern, daß die bei der Kernspaltung entstehenden Spaltprodukte in das Kühlmittel gelangen. Weitere Anforderungen sind mechanische Festigkeit, Korrosions- und Hitzebeständigkeit sowie eine geringe Neigung zur Neutronenabsorption.

Die aus Urandioxid (UO_2) gepreßten, gesinterten (durch Erhitzen zusammengebackenen) und geschliffenen Pellets werden in das mit Endkappen verschlossene Rohr eingebracht (Abb. 7.3.3). Eine Schraubenfeder drückt von oben auf die Pellets und hält sie in einer Säule fest zusammen. Dadurch wird gleichzeitig oberhalb des Kernbrennstoffes ein Raum für die bei der Kernspaltung entstehenden Edelgase und die leicht flüchtigen Spaltprodukte (Halogene) geschaffen. Der Spaltgasraum verhindert somit ein unzulässiges Anwachsen des Gasdruckes im Brennstoff bei der sehr starken Erwärmung.

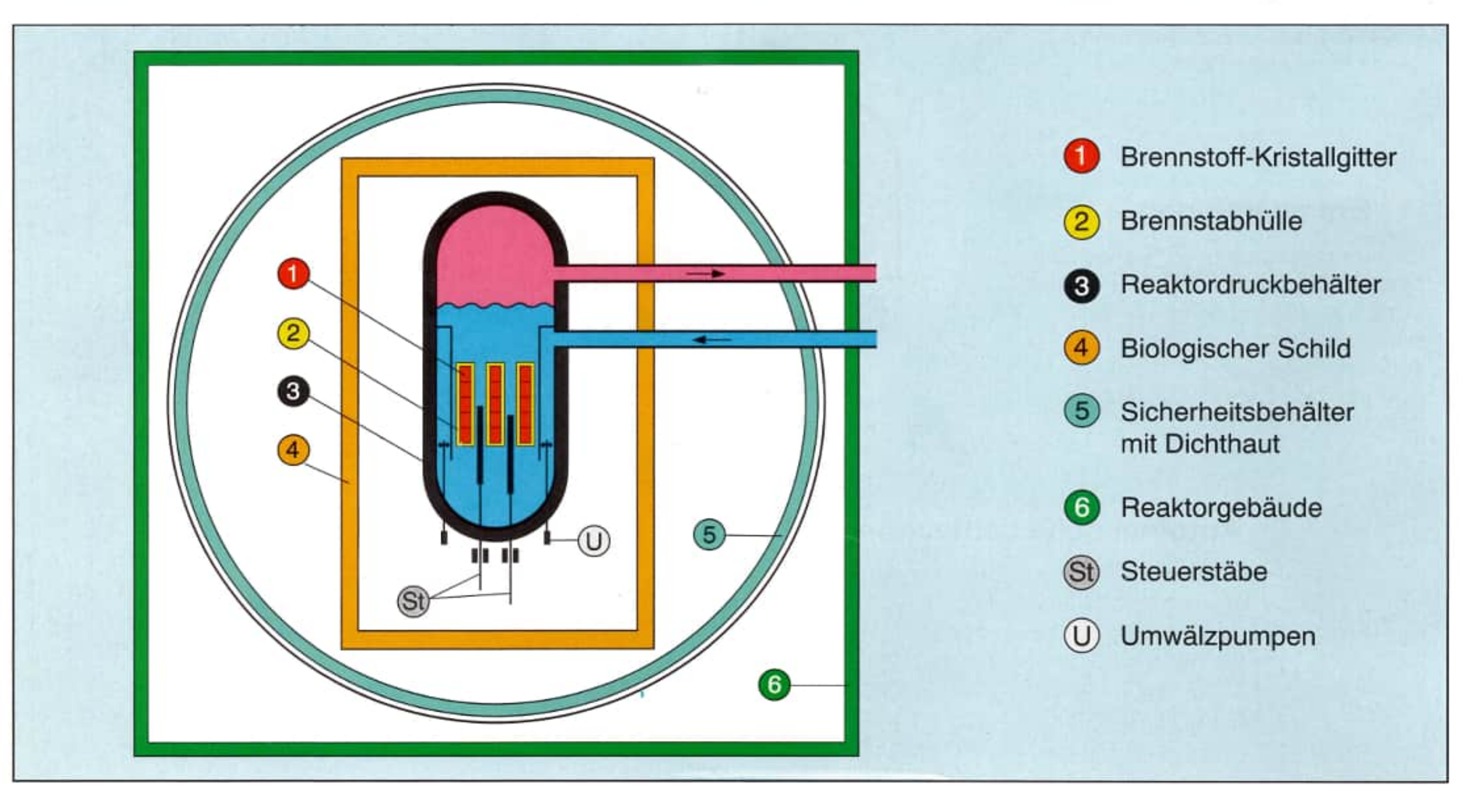


Abb. 7.3.1
Sicherheitsbarrieren gegen das Austreten radioaktiver Stoffe

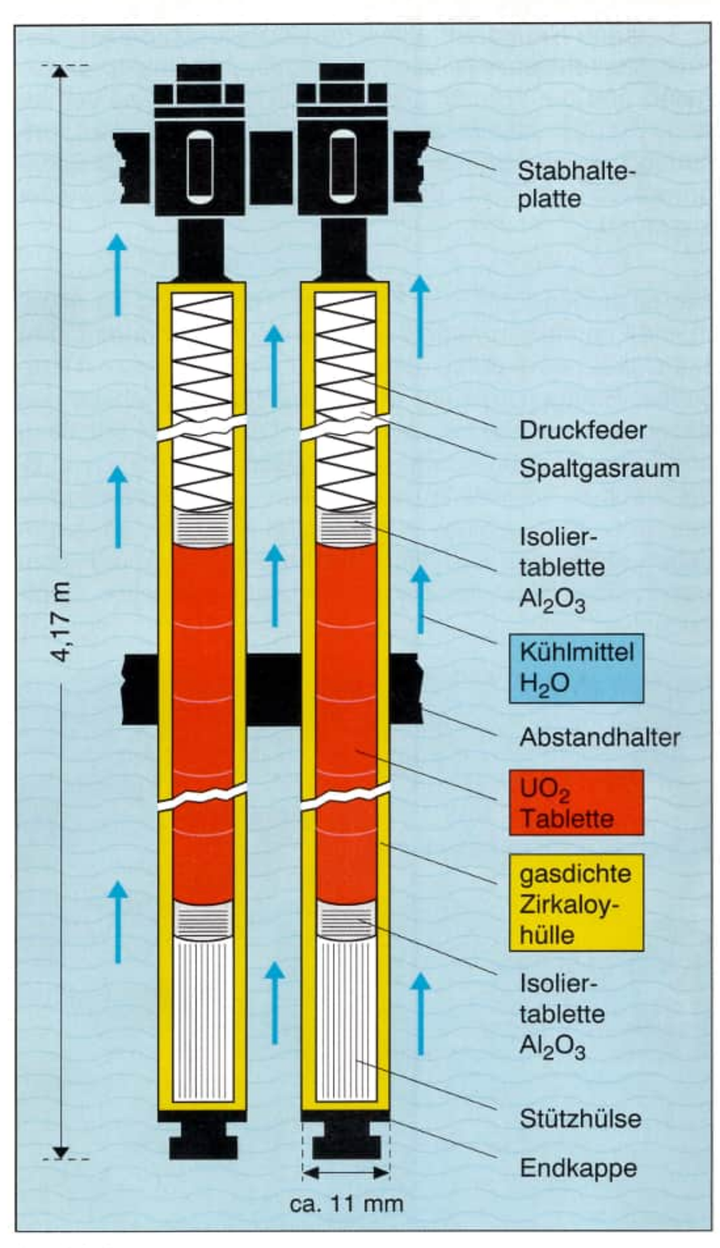


Abb. 7.3.2
Längsschnitt durch einen Brennstab (Prinzipdarstellung)
Pellet (engl.) = Tablette

Eine größere Anzahl von Brennstäben wird zu einem quadratischen Brennelement mit Hilfe von Abstandhaltern zusammengefaßt. Beim Kernkraftwerk Krümmel sind 72 Brennstäbe in einem Element angeordnet (Abb. 7.3.4). Insgesamt befinden sich bei diesem Kernreaktor 840 Brennelemente mit einer Gesamtmenge von 150 t Urandioxid im Reaktorkern. Das als Kühlmittel und Moderator dienende Wasser strömt von unten an den durch die Kernspaltung erhitzten Brennstäben vorbei und führt somit die Wärme ab.

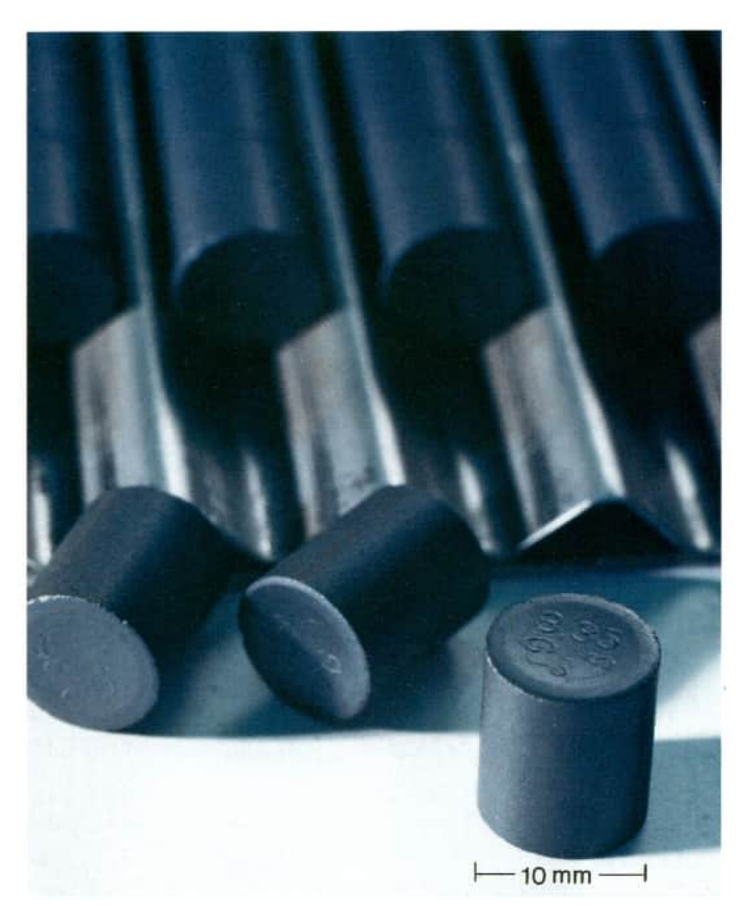


Abb. 7.3.3
Urandioxid-Tabletten



Abb. 7.3.4
Brennelement für einen Siedewasserreaktor, bestehend aus 72 Brennstäben (Brennstablänge 4,17 m)

Reaktordruckgefäß

Das Reaktordruckgefäß mit dem angeschlossenen Rohrsystem für das Kühlmittel bildet die dritte Barriere (Abb. 7.3.5).

Das Reaktordruckgefäß eines modernen Siedewasserreaktors (z. B. Krümmel) ist ein zylindrischer Stahlbehälter mit einer lichten Höhe von 22,38 m und einem Innendurchmesser von 6,78 m. Seine Wandstärke beträgt 17,1 cm und sein Leergewicht beläuft sich auf 814 t.

Das Druckgefäß steht in einer Betonkammer (mit besonderer Kühlung), die die Funktion einer Strahlenabschirmung hat (sog. biologischer Schild). Bei der Vielzahl der Brennstäbe, die in diesem Kernreaktor enthalten sind (60 480), können vereinzelte Undichtigkeiten nicht ausgeschlossen werden. Ein geringer Anteil der im Brennstoff entstandenen radioaktiven Substanzen kann so in das Kühlmittel gelangen. Außerdem befinden sich im Wasser z. T. durch Neutronen aktivierte Korrosionsprodukte. Ein Austreten dieser Aktivitäten wird durch das Reaktordruckgefäß und die Wandungen des Kühlmittelkreises verhindert. Darüber hinaus wird dem Reaktorkühlkreislauf fortlaufend Wasser entnommen, von Korrosions- und Spaltprodukten befreit und dann gereinigt dem Kreislauf wieder zugeführt.

Die einzelnen Teile des Kühlmittelkreises sind im allgemeinen durch Schweißnähte miteinander verbunden. Ihre Dichtigkeit wird durch besondere Prüfverfahren (Ultraschall, Röntgenstrahlen) in regelmäßigen Zeitabständen nachgewiesen. Sind an einzelnen Stellen des Kühlmittelkreislaufes Durchführungen nach außen erforderlich, z. B. für Pumpen, Ventile, Absperrschieber oder Turbinenwellen, so werden geeignete technische Maßnahmen vorgesehen, damit das Kühlmittel nicht austreten kann. Hierzu gehört beispielsweise die Verwendung spezieller Stopfbuchsen.

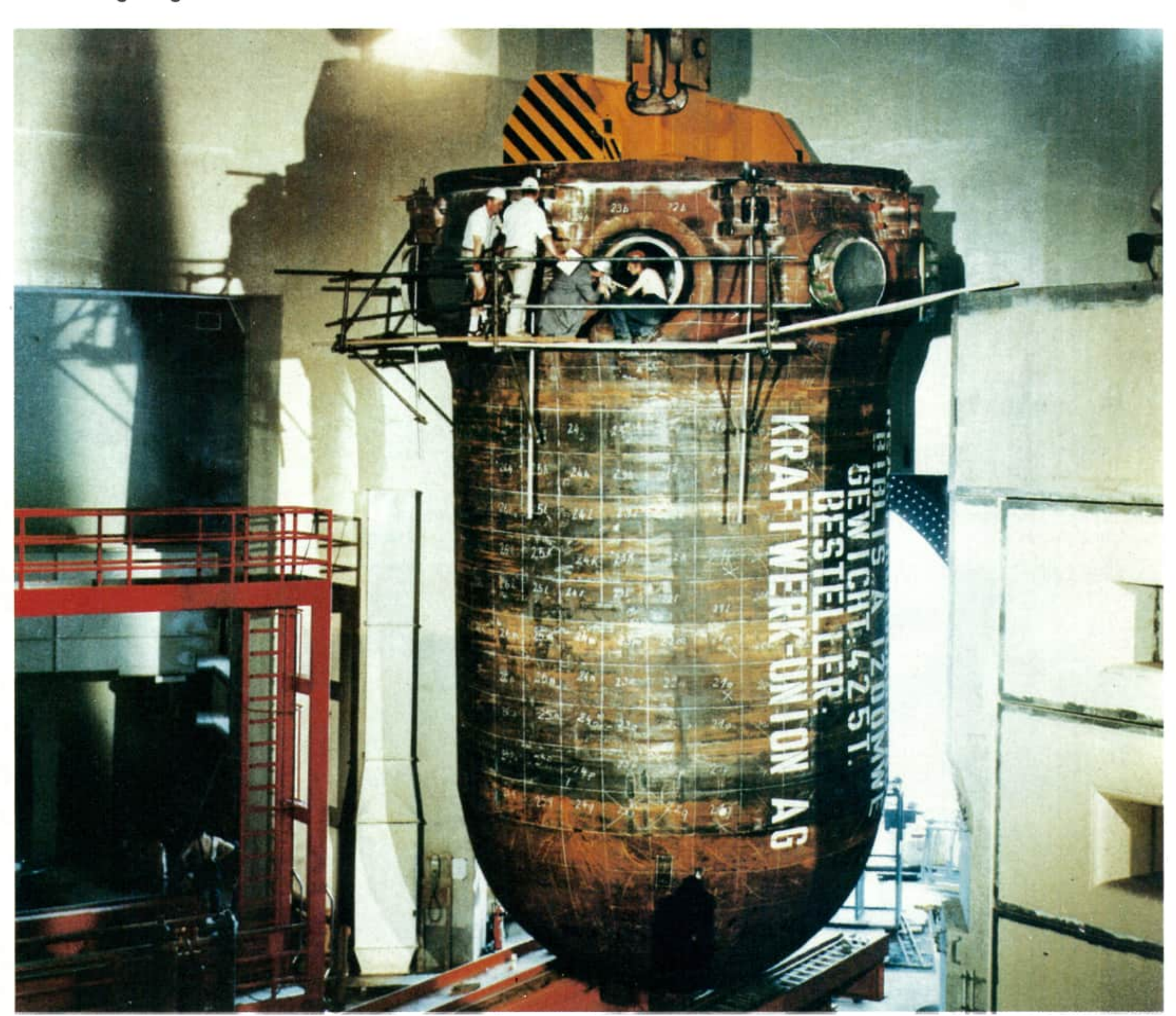


Abb. 7.3.5
Reaktordruckgefäß eines Druckwasserreaktors
(Das Reaktordruckgefäß eines Siedewasserreaktors ist größer als das eines Druckwasserreaktors. Es wird deshalb in einzelnen Teilen angeliefert und erst auf der Baustelle zusammengeschweißt. Es läßt sich deshalb als Ganzes schwer fotografieren.)

Sicherheitsbehälter

Der Sicherheitsbehälter mit den dazugehörigen Einrichtungen, wie z. B. schnellschließende Armaturen in den aus dem Sicherheitsbehälter herausführenden Rohrleitungen, stellt die vierte Sicherheitsbarriere in einem Kernkraftwerk dar. Sie umschließt das Reaktordruckgefäß und den unmittelbar daran anschließenden Teil des Kühlmittelkreislaufes.

Bei Siedewasserreaktoren wird ein Sicherheitsbehälter mit Druckabbausystem verwendet. Dadurch wird erreicht, daß der Behälter für einen niedrigeren Druck, als er sich beim völligen Ausdampfen des Kühlmittels ergeben würde, ausgelegt bzw. kleiner ausgeführt werden kann. Dies wird dadurch ermöglicht, daß der z. B. aus einem Leck möglicherweise austretende Dampf über Rohrleitungen in Wasserbecken geleitet wird und dort kondensiert (vgl 7.5).

(Neben dem Sicherheitsbehälter mit Druckabbausystem gibt es den Volldrucksicherheitsbehälter: Er hält dem Druck stand, der beim völligen Ausdampfen des Kühlmittels entsteht.)

Der Sicherheitsbehälter eines heutigen Siedewasserreaktors hat die Form einer Kugel mit einem Innendurchmesser – z. B. beim Kernkraftwerk Krümmel – von 29,6 m (Abb. 7.3.6 und 7.3.7). Seine Wandstärke beträgt max. 30 mm. Da Behälter von solcher Größe nicht absolut gasdicht hergestellt werden können, befindet sich meist in einigen cm Abstand von der Außenwand des Sicherheitsbehälters noch eine Dichthaut aus Stahl von etwa 4 mm Wandstärke. Der Zwischenraum wir durch Absaugung ständig auf Unterdruck gehalten. Dadurch wird eine unkontrollierte Aktivitätsabgabe verhindert. An geeigneten Stellen sind Personen- und Materialschleusen vorgesehen.

Damit bei einem Unfall die Innenwand des Sicherheitsbehälters durch das Platzen druckführender Anlagenteile nicht beschädigt werden kann, sind diese Komponenten innerhalb des Behälters noch besonders gesichert.

Abb. 7.3.6
Aufbau des Sicherheitsbehälters auf dem Gelände eines Kernkraftwerkes



Abb. 7.3.7
Der fertige Sicherheitsbehälter eines Siedewasserreaktors wird in das Reaktorgebäude gefahren

---

Rückhalteeinrichtungen für flüssige und gasförmige radioaktive Stoffe (Beispiel für einen Siedewasserreaktor)

Beim Normalbetrieb eines Kernkraftwerkes fallen gasförmige, flüssige und feste radioaktive Substanzen an. Für die Beseitigung dieser „Abfälle" sind eine Reihe von Maßnahmen und Verfahren entwickelt worden, von denen hier zunächst nur die Rückhalteeinrichtungen beschrieben werden, die vor der zulässigen Abgabe bestimmter gasförmiger, leichtflüchtiger und flüssiger radioaktiver Stoffe an die Umgebung eingesetzt werden (vgl 8.3).

Von den bei der Kernspaltung entstehenden über 200 verschiedenen Spaltprodukten sind 20 % Edelgase. Sie haben die Eigenschaft, bereits aus kleinsten Undichtigkeiten der Brennstabhüllen zu entweichen. Weitere radioaktive Gase entstehen durch Neutronenbestrahlung der Luft im Raum zwischen dem Reaktordruckgefäß und dem biologischen Schild.

Größere Halbwertszeiten haben Xe–133 und Kr–85, die deshalb auch den Hauptanteil der Edelgasaktivität in der Abluft ausmachen. Leicht flüchtig sind außerdem Jod, Rubidium und Cäsium. Ihr Anteil an der Gesamtaktivität der Abluft ist zwar relativ gering, doch können diese Substanzen im Gegensatz zu den Edelgasen chemische Verbindungen eingehen und sich deshalb im menschlichen Körper einlagern.

Bei einem Siedewasserreaktor strömen die im Reaktorwasser gelösten Gase und leichtflüchtigen Substanzen mit dem Dampf über die Turbine in die Kondensatoren. Von dort führt man sie zusammen mit der Einbruchsluft (von außen eingedrungen) und den Radiolysegasen*) einer Abgasaufbereitungsanlage zu. Dort werden die Gase über eine Verzögerungsleitung (Sandfilter), eine Aktivkohle-Verzögerungsanlage und ein Absolutfilter geleitet, ehe sie zusammen mit der Gebäudeluft über den Kamin abgegeben werden. Beim Austritt aus dem Kamin verteilt sich die Restaktivität auf ein großes Luftvolumen (Abb. 7.3.8, 7.3.9 und 7.3.10).

*) Unter Radiolyse versteht man die Zerlegung von Molekülen durch Strahlung.

Die Aktivkohle-Verzögerungsanlage besteht aus mehreren hintereinandergeschalteten, tiefgekühlten Aktivkohlefiltern. Die Gase werden zunächst in der ersten Filterschicht adsorbiert. Im Laufe der Zeit bewegen sie sich durch Austausch langsam durch die Kohlefilterstrecke. Der überwiegende Teil der radioaktiven Substanzen zerfällt innerhalb der Verzögerungsstrecken, z. B. Xenon –133 bei einer Verzögerungszeit von 40 - 60 d auf 0,1 % der ursprünglichen Aktivität. – Die Halbwertszeit des Krypton–85 beträgt dagegen 10,76 a. Ein deutliches Abklingen der Kr–85-Aktivität braucht jedoch nicht abgewartet zu werden, da ihr Beitrag zur Umgebungsaktivität sehr klein und die Radiotoxizität dieses Elements äußerst gering ist. Auf ein aufwendiges Rückhaltesystem kann deshalb verzichtet werden. Der größte Teil des Krypton–85 wird ohnehin erst bei der späteren Aufarbeitung des Kernbrennstoffes frei und sollte dann wegen der großen Menge zurückgehalten werden.

Die radioaktiven Gase und leichtflüchtigen Substanzen aus dem Primärkühlkreis können durch Undichtigkeiten der Rohrleitungssysteme in die Gebäude des Kernkraftwerkes gelangen. Die Raumluft kann deshalb ebenfalls radioaktive Substanzen in Form von Gasen und Aerosolen enthalten. Auch sie wird nach weitgehendem Abbau ihrer Aktivität kontrolliert über den Kamin abgeführt.

Für das in Kernkraftwerken anfallende Abwasser gibt es Sammel- und Aufbereitungsanlagen. Zur Beseitigung zu hoher Konzentrationen an radioaktiven Substanzen werden physikalische und chemische Reinigungsverfahren angewandt, z. B. Filtern, Eindampfen, Fällen, Einsatz von Ionenaustauschern. Nach Anwendung dieser Verfahren wird das aufbereitete Wasser zum größten Teil in den Primärkühlkreis zurückgepumpt, während das überschüssige gereinigte Abwasser von Zeit zu Zeit und nach vorheriger mehrfacher Untersuchung zusammen mit dem Kondensatorkühlwasser in den Vorfluter (Fluß) geleitet wird.

Die Aktivität der Abluft und des Abwassers wird fortlaufend kontrolliert.

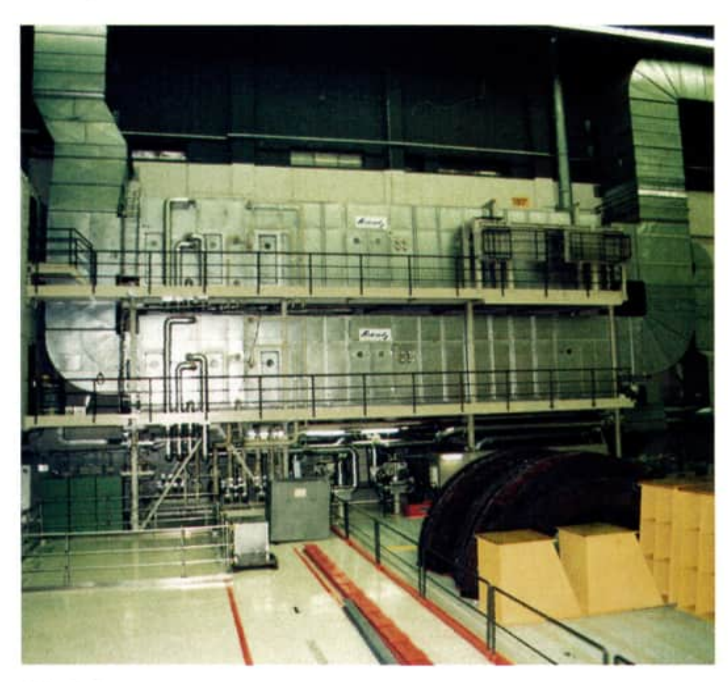


Abb. 7.3.10
Filterstation in einem Kernkraftwerk

Abb. 7.3.8
Feinstfilter können noch Teilchen < 10^{-3} mm (Größe von Bakterien) zurückhalten (Siebwirkung)

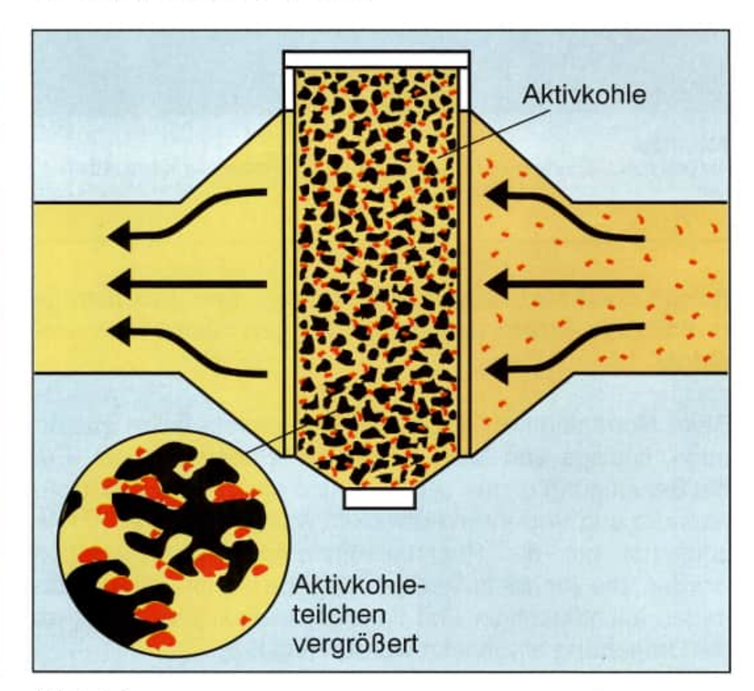


Abb. 7.3.9
Die gasförmigen Stoffe werden an der Aktivkohle adsorbiert und desorbiert, woraus eine verzögerte Abgabe resultiert. Zur Rückhaltung von Jod sind einige Aktivkohlefilter mit Silber dotiert.

Kontrollierte Abgabe radioaktiver Stoffe

Bei der Freisetzung von Radionukliden mit Abluft und Abwasser unterscheidet man zwischen Genehmigungswerten und Abgabewerten.

Die Genehmigungswerte legt die Aufsichtsbehörde fest. Sie dürfen auch unter ungünstigen Verhältnissen nicht überschritten werden. Die Genehmigungswerte garantieren, daß die Bevölkerung keiner unzumutbaren Strahlenbelastung ausgesetzt ist.

Der Genehmigungswert ergibt sich aus Betriebserfahrungen bei anderen Kernkraftwerken und aufgrund von Berechnungen für die neue Anlage. – Die tatsächlichen Abgabewerte, die während des Betriebes ermittelt werden, ergeben meist nur wenige Prozent der Genehmigungswerte.

Welche Mengen radioaktiver Stoffe letztlich an die Umgebung abgegeben werden, ist vom Reaktortyp, der Reaktorleistung und der Betriebsweise abhängig.

In den Tabellen 7.3.1 und 7.3.2 sind die Genehmigungswerte und die tatsächlichen Abgabewerte eines Siedewasserreaktors (SWR) und eines Druckwasserreaktors (DWR) einander gegenübergestellt. Die Pfade Abluft und Abwasser sind separat ausgewiesen.

Die gasförmigen und leichtflüchtigen Radionuklide gelangen kontrolliert über den Abluftkamin ins Freie und werden auf ein großes Luftvolumen verteilt. Welche Radionuklidkonzentration am Boden auftritt, hängt von mehreren Faktoren ab: freigesetzte Menge, Höhe des Abluftkamins, Entfernung zum Kraftwerk, Wetterbedingungen und Art der Ablagerung (trockene oder nasse Ablagerung). Das Konzentrationsmaximum der Ablagerung auf dem Boden liegt etwa 1 bis 2 km in Hauptwindrichtung vom Kernkraftwerk entfernt. Dort ist auch die Strahlenbelastung am größten. Sie darf jedoch die Maximalwerte, die die Strahlenschutzverordnung festlegt, nicht überschreiten [54, S. 11ff.].

Abwässer werden in großen Behältern gesammelt und die Gesamtaktivität sowie die Aktivität einzelner Radionuklide bestimmt. Wenn die spezifische Aktivität bestimmte Werte nicht überschreitet, wird der Abfluß freigegeben. Bei Überschreiten der zulässigen Werte schließt sich der Abfluß automatisch.

Beim Druckwasserreaktor wird der erhöhte Tritiumgehalt durch Borsäure verursacht, die dem Kühlmittel des Reaktors zur Langzeitregelung zugesetzt ist.

Bildungsreaktionen:

$^{10}_{5}\mathrm{B}\ (n,2\alpha)\ ^{3}_{1}\mathrm{H}$ (mit schnellen Neutronen)

$^{10}_{5}\mathrm{B}\ (n,\alpha)\ ^{7}_{3}\mathrm{Li}$

$^{7}_{3}\mathrm{Li}\ (n,\alpha+n)\ ^{3}_{1}\mathrm{H}$

(mit thermischen Neutronen)

Die Radionuklidkonzentration, die im Flußwasser auftritt, ist von der abgegebenen Radionuklidmenge, der Wasserführung des Flusses, der Fließgeschwindigkeit sowie von Sedimentationsvorgängen abhängig.

Radionuklid-gruppe	Genehmigungs-wert in Bq / a	Abgabewert in Bq / a	Abgabewert in Prozent des Genehmigungs-wertes
Abluft:			
rad. Gase (Edelgase, H–3, C–14, ohne I–131)	$1{,}48 \cdot 10^{15}$	$1{,}21 \cdot 10^{12}$ z.B.: Kr–85: $1{,}37 \cdot 10^{11}$ Xe–133: $7{,}25 \cdot 10^{11}$	0,082
radioaktive Aerosole (z. B. Co–60, Mn–54, ohne I–131)	$1{,}48 \cdot 10^{10}$	$5{,}45 \cdot 10^{6}$ z.B.: Cr–51: $5{,}36 \cdot 10^{5}$ Mn–54: $1{,}84 \cdot 10^{5}$ Co–60: $3{,}52 \cdot 10^{6}$ Ba–140: $1{,}56 \cdot 10^{5}$ I–133: $7{,}85 \cdot 10^{8}$	0,037
Iod–131	$9{,}6 \cdot 10^{9}$	$8{,}0 \cdot 10^{7}$	0,833
Abwasser:			
Tritium	$1{,}85 \cdot 10^{13}$	$6{,}9 \cdot 10^{11}$	3,730
sonstige Radionuklide	$5{,}0 \cdot 10^{10}$	$2{,}22 \cdot 10^{7}$ z.B.: Co–60: $1{,}46 \cdot 10^{7}$ Mn–54: $3{,}90 \cdot 10^{6}$ Zn–65: $1{,}70 \cdot 10^{6}$ Cs–137: $1{,}68 \cdot 10^{6}$ Sr–90: $< 7 \cdot 10^{2}$	0,044

Tabelle 7.3.1
Genehmigungs- und Abgabewerte eines Siedewasserreaktors (Krümmel, W_{el} = 1 316 MW, 1989)

Radionuklid-gruppe	Genehmigungs-wert in Bq / a	Abgabewert in Bq / a	Abgabewert in Prozent des Genehmigungs-wertes
Abluft:			
radioaktive Gase (ohne I–131)	$1 \cdot 10^{15}$	$7{,}15 \cdot 10^{11}$ z.B.: Xe–133 : $3{,}63 \cdot 10^{11}$ Ar–41 : $9{,}64 \cdot 10^{10}$ Kr–85m : $1{,}30 \cdot 10^{10}$ Kr–85 : $2{,}00 \cdot 10^{11}$	0,0715
radioaktive Aerosole (ohne I–131)	$1 \cdot 10^{10}$	$1{,}21 \cdot 10^{6}$ Mn–54 : $4{,}20 \cdot 10^{4}$ Co–58 : $6{,}20 \cdot 10^{5}$ Co–60 : $3{,}50 \cdot 10^{5}$ Nb–95 : $1{,}00 \cdot 10^{5}$ Ru–103 : $9{,}90 \cdot 10^{4}$	0,0121
Iod–131	$6 \cdot 10^{9}$	$8{,}41 \cdot 10^{5}$	0,0140
Abwasser:			
Tritium	$3{,}5 \cdot 10^{13}$	$1{,}45 \cdot 10^{13}$	41,429
sonstige Radionuklide	$5{,}55 \cdot 10^{10}$	< Nachweisgrenze	< Nachweis-grenze

Tabelle 7.3.2
Genehmigungs- und Abgabewerte eines Druckwasserreaktors (Brokdorf, W_{el} = 1 365 MW, 1991)

7.4 Druckdifferenz als Sicherheitsbarriere

Bei der großen Anzahl von Brennstäben treten vereinzelt Undichtigkeiten auf. Man geht heute davon aus, daß jeder 100 000ste Brennstab feinste Haarrisse oder Poren aufweist, durch die vor allem gasförmige und leicht flüchtige Radionuklide in das umgebende Wasser gelangen.

Das Kühlmittel und die in ihm vorhandenen Stoffe werden durch die Neutronenstrahlung z. T. aktiviert und dadurch radioaktiv. Auf diese Weise entstehen z. B. Fe–59 und Co–60 (vgl. 5.2 und 7.1).

Durch kleinste Undichtigkeiten an verschiedenen Stellen des Kühlmittelkreises (z. B. bei Dichtungen von Pumpen, Ventilen oder von Durchführungen der Turbinenwelle) treten geringe Mengen radioaktiver Stoffe aus und befinden sich dann im Reaktorgebäude.

Unterdruckzonen

Damit die Spalt- und Aktivierungsprodukte das Reaktorgebäude auf keinen Fall unkontrolliert verlassen, werden verschiedene Unterdruckzonen eingerichtet. Da Luft immer von der Stelle mit höherem Druck zur Stelle mit niedrigerem Druck strömt, kann erreicht werden, daß bei normalem Betrieb Luft immer nur von weniger aktiven zu stärker aktiven Räumen strömt (also von außen nach innen) (Abb. 7.4.1).

Der Luftdruck im Reaktorgebäude ist etwa 1 hPa (1 mbar) geringer als außerhalb des Gebäudes. In dem häufig vorhandenen Ringspalt zwischen Sicherheitsbehälter und Dichthaut herrscht ein um 10 hPa (10 mbar) geringerer Druck. Im Sicherheitsbehälter selbst schwankt der Druck in Abhängigkeit von verschiedenen Betriebsbedingungen (Abb. 7.4.2).

Abb. 7.4.2
Unterdruck im Reaktorgebäude und Ringspalt

Radioaktive Stoffe, die sich im Reaktorgebäude befinden, gelangen mit der Luft in die Unterdruckzonen bzw. die Absaugvorrichtungen. Dort können sie kontrolliert weiterbehandelt werden. Bei Störungen in der Reaktoranlage ist es möglich, die Luft aus den Unterdruckzonen in den Sicherheitsbehälter zurückzupumpen.

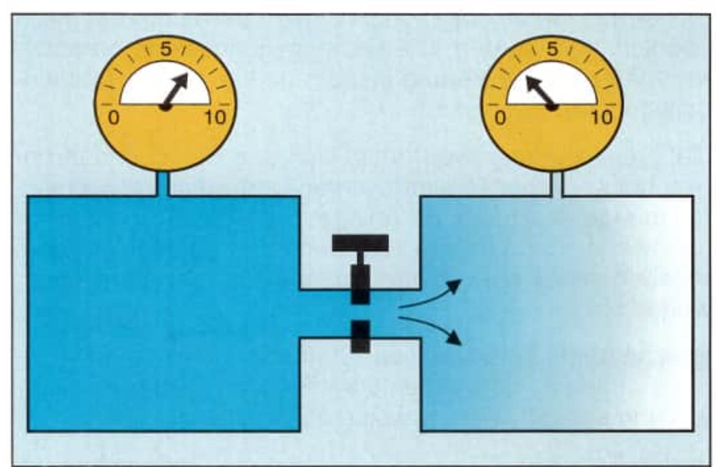


Abb. 7.4.1
Ein Medium strömt von der Stelle mit höherem Druck zur Stelle mit niedrigerem Druck

Personenschleuse

Für das Begehen des Sicherheitsbehälters und das Ein- und Ausbringen von Betriebsmaterial sind besondere Personen- und Materialschleusen vorgesehen. Die Schleusen garantieren, daß beim Betrieb des Reaktors keine direkten Verbindungen zwischen dem Innenraum des Sicherheitsbehälters und den äußeren Räumen der Anlage bestehen. Die Tore der Schleusen sind dicht abschließend und halten den bei einer möglichen Störung auftretenden maximalen Druckbelastungen stand (Abb. 7.4.3).



Abb. 7.4.3
Personenschleuse

Die Schleusen stellen darüber hinaus sicher, daß die Unterdruckzonen auch beim Begehen des Sicherheitsbehälters aufrechterhalten bleiben. Beim Betrieb der Schleuse findet zunächst ein Druckausgleich zwischen dem Innern der Schleuse und der Umgebung statt, von der aus eine Person die Schleuse betreten will. Dann wird eine der Türen geöffnet.

Wellendichtung und Sperrmedium

Bei einem Siedewasserreaktor wird der im Reaktor erzeugte Dampf, der immer auch Radionuklide enthält, direkt der Turbine zugeführt. Die aus dem Turbinengehäuse heraustretende Welle muß deshalb an der Durchführungsstelle besonders abgedichtet sein, damit der radioaktive Dampf nicht in die Maschinenhalle entweichen kann.

Unabhängig von der jeweiligen Praxis wird hier folgende Konstruktion beschrieben (Abb. 7.4.4):

Eine erste Abdichtung wird erreicht, indem der Raum um die Welle in seiner Längsrichtung in mehrere kleine Kammern unterteilt wird, in denen sich Spezialdichtungen befinden. Die vollständige Abdichtung geschieht durch die Zuführung eines Sperrmediums (Dampf oder eine Flüssigkeit) in die einzelnen Kammern oder durch Absaugen der Kammern. Beide Verfahren lassen sich auch, wie die Abbildung zeigt, miteinander kombinieren. Der Druck des Sperrmediums ist dabei höher als der Druck des Dampfes in der Turbine. Ein Entweichen des Kühlmittels wird dadurch verhindert. Auch das Sperrmedium kann nicht austreten, da weiter außerhalb eine weitere Kammer liegt, die fortlaufend abgesaugt wird (Unterdruck).

Kondensator

Unterdruckzonen treten auch bei einem Kondensator auf, in dem über einen Wärmetauscher Energie an die Umgebung abgegeben wird (Abb. 7.4.5). Das Kühlwasser, das beispielsweise einem Fluß entnommen wird, steht unter einem Druck > 1 000 hPa (> 1 000 mbar), während im Kondensator ein Unterdruck von nur 40 hPa (40 mbar) herrscht. Bei einem angenommenen Riß im Wärmetauscher kann zwar Flußwasser in den Kondensator, aber niemals radioaktiver Dampf in das Flußwasser gelangen.

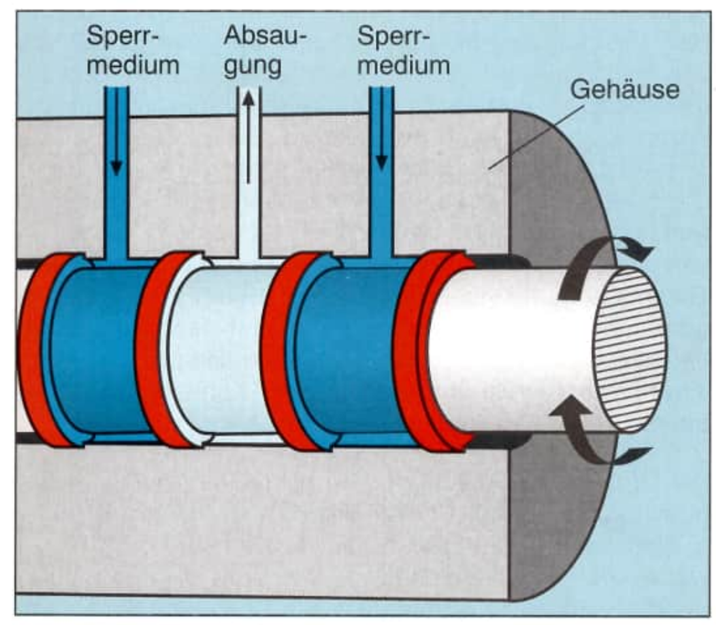


Abb. 7.4.4
Wellendichtung mit Sperrmedium (Gehäuse aufgeschnitten)

Abb. 7.4.5
Beispiel für die Druckverhältnisse in Turbine und Kondensator eines Kernkraftwerkes

7.5 Das Notkühlsystem

In einem Kernkraftwerk sind eine Reihe größerer Störfälle und Defekte denkbar, deren Auswirkungen noch sicher beherrscht werden müssen. Das Kraftwerk muß sicherheitstechnisch dafür ausgelegt sein. Bei solchen Störfällen spricht man von Auslegungsstörfällen.

Als ein schwerwiegender Störfall bei einem Leichtwasserreaktor gilt der Bruch einer Hauptkühlmittelleitung innerhalb des Sicherheitsbehälters. Wasser und Dampf treten dann aus der Bruchstelle aus. Der Druckabfall wird vom Reaktorschutzsystem erkannt und führt dazu, daß die Steuer- und Abschaltstäbe automatisch in den Reaktor „geschossen" werden, so daß die Kettenreaktion zum Erliegen kommt. Durch redundante Schnellschlußventile werden die aus dem Sicherheitsbehälter herausführenden Dampfleitungen abgesperrt. Für diesen Zweck sind mehrere Ventile in Reihe angeordnet, damit beim Versagen von einem oder von zwei Ventilen das dritte Absperrventil die jeweilige Leitung sicher schließt (Abb. 7.5.1). Die Auswirkungen des Störfalls bleiben so auf den Sicherheitsbehälter beschränkt. Gleichzeitig ist der Reaktor nun aber von dem Kühlkreis über Turbine und Kondensator abgetrennt.

Bei Druckwasserreaktoren wird ein Volldrucksicherheitsbehälter verwendet. Er hält dem Druck stand, der beim völligen Ausdampfen des Kühlmittels entsteht. Bei Siedewasserreaktoren verwendet man dagegen einen Sicherheitsbehälter mit Druckabbausystem. Austretender Dampf wird über Rohrleitungen in Wasserbecken geleitet, wo er kondensiert. Im Sicherheitsbehälter steigt der Dampfdruck deshalb nur geringfügig an. Der Behälter kann für einen niedrigeren Druck ausgelegt sein, als er sich beim völligen Ausdampfen des Kühlmittels ergeben würde.

In einem Siedewasserreaktor ist die Kondensationskammer ringförmig um das Reaktordruckgefäß angelegt. Sie ist teilweise mit Wasser gefüllt, in das eine Vielzahl von Rohren hineinragt (Abb. 7.5.2).

Die entscheidene sicherheitstechnische Maßnahme besteht nun darin, die Nachzerfallswärme abzuführen, damit sich die Brennstäbe nicht überhitzen und dadurch möglicherweise zerstört werden. Das Reaktorsicherheitssystem sieht dafür Notkühlsysteme vor. Sie bestehen im Prinzip aus drei Komponenten.

- Es sind ausreichende Wasservorräte sowohl innerhalb als auch außerhalb des Sicherheitsbehälters vorhanden. Mit Hilfe von Rohrleitungen, Pumpen und Ventilen wird das Wasser in den Reaktordruckbehälter gepumpt.

- Wasser, das aus der Bruchstelle austritt und in den sogenannten Sumpf des Sicherheitsbehälters gelangt, wird in das Reaktordruckgefäß oder eines der Wasserreservoirs zurückgepumpt. Dadurch entstehen Notkühlkreisläufe.

- Die Nachzerfallswärme, die das Wasser aufnimmt, kann über einen Wärmetauscher an die Umgebung abgeführt werden. Dadurch ist eine langfristige Kühlung des Reaktors möglich.

Die Notkühlsysteme sind mindestens vierfach vorhanden. Jedes einzelne System besitzt mehrere parallel angeordnete Pumpen bzw. Ventile. Auch die Stromversorgung ist mehrfach sichergestellt. – Ein Leitungsstrang mit nur einer Pumpe reicht bereits aus, um die sichere Abfuhr der Nachzerfallswärme zu gewährleisten. Die Wahrscheinlichkeit, daß alle Notkühlsysteme mit redundant angeordneten Pumpen gleichzeitig ausfallen, ist theoretisch extrem gering, praktisch nahezu Null.

a) Rohrleitung Ventil

b) Rohrleitung Ventil

Abb. 7.5.1
Redundanz in der Schließfunktion (a) und in der Öffnungsfunktion (b)

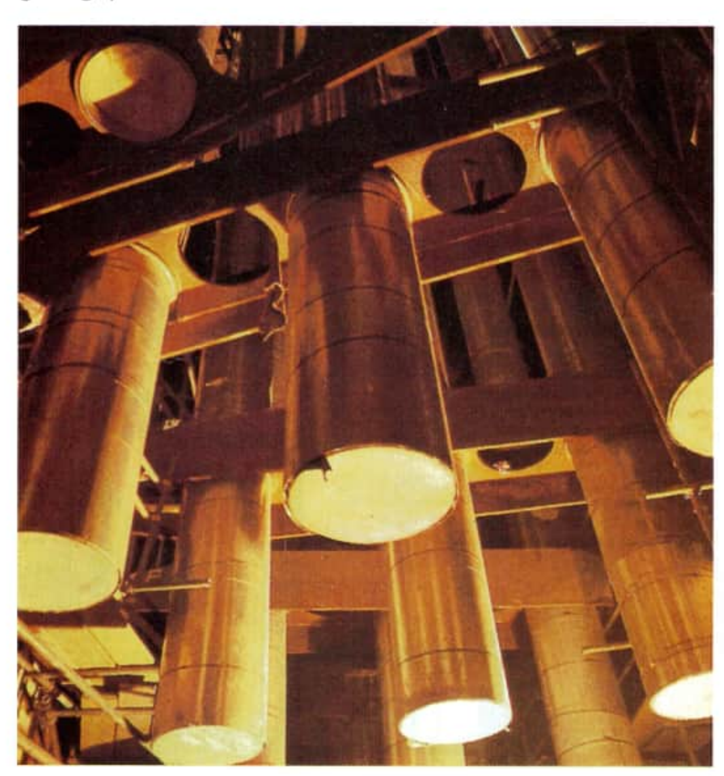


Abb. 7.5.2
Kondensationsrohre, die bei Betrieb zu etwa einem Drittel im Wasser stehen

Die Notkühlungen laufen automatisch, d. h. unabhängig vom Betriebspersonal, an. Zur weiteren Erhöhung der Sicherheit können zusätzliche Notkühlsysteme auch von Hand in Betrieb gesetzt werden.

Die Notkühlsysteme für einen Siedewasser- und einen Druckwasserreaktor sind in den Abb. 7.5.3 und 7.5.4 in stark vereinfachter Form dargestellt. Anlagenteile und Komponenten sind nur einfach eingezeichnet worden, um die Übersichtlichkeit der Abbildungen zu erhalten.

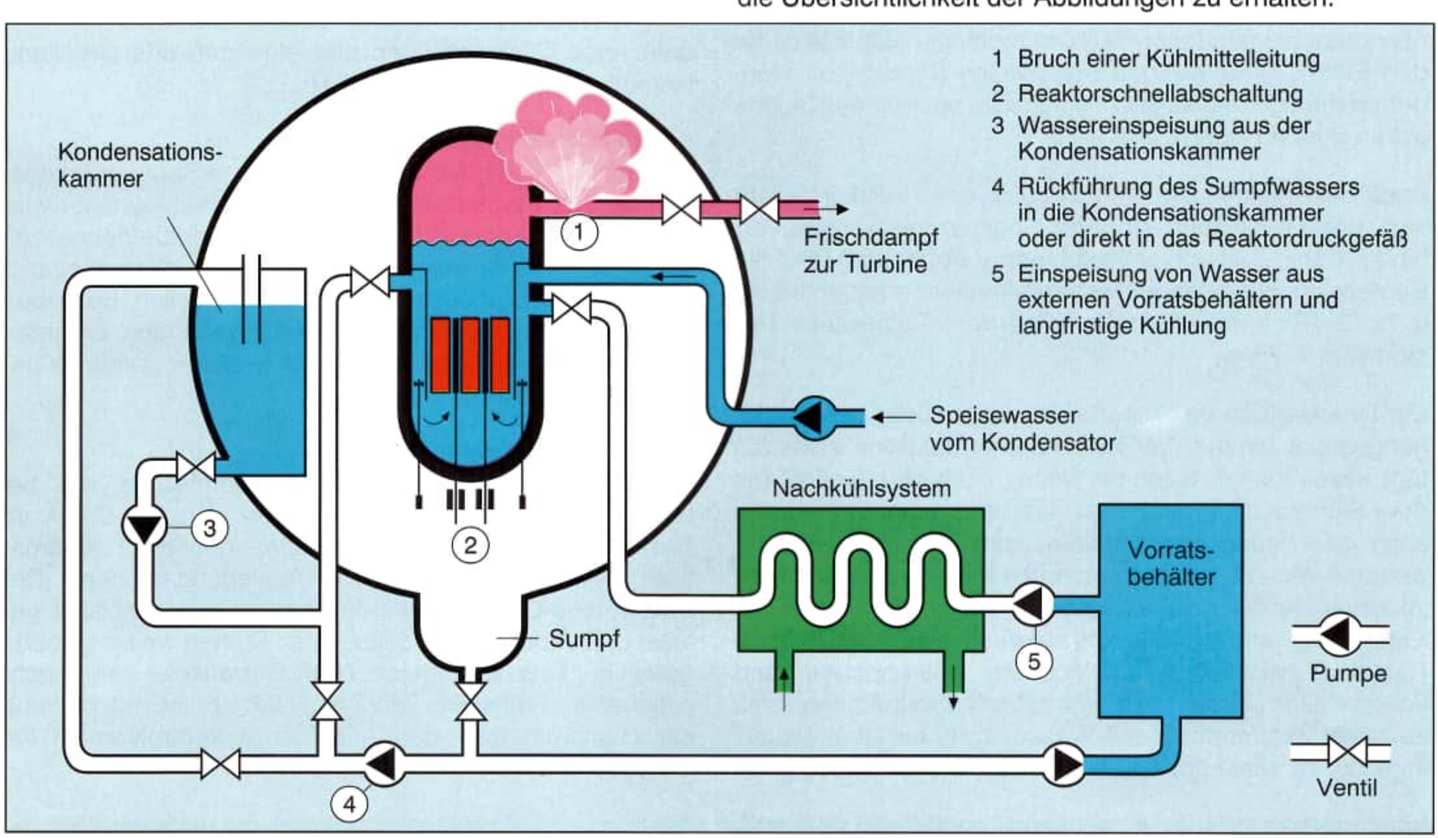


Abb. 7.5.3
Funktion der Notkühlsysteme beim Bruch einer Hauptkühlmittelleitung in einem Siedewasserreaktor (Notkühlsysteme stark vereinfacht und ohne Redundanz dargestellt)

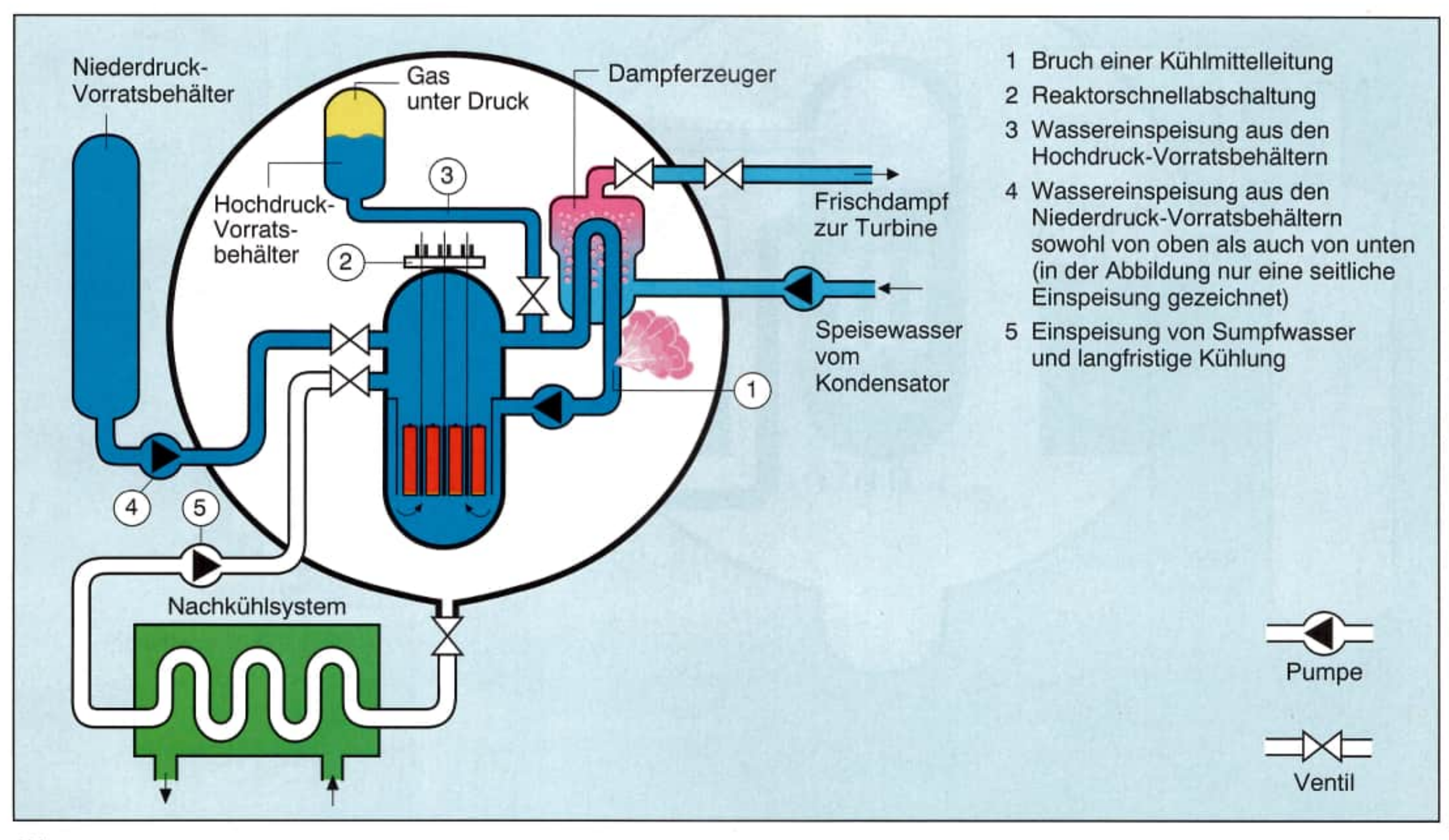


Abb. 7.5.4
Funktion der Notkühlsysteme beim Bruch einer Hauptkühlmittelleitung in einem Druckwasserreaktor (Notkühlsysteme stark vereinfacht und ohne Redundanz dargestellt)

7.6 Hypothetische Störfälle

Obwohl bei den in der Bundesrepublik Deutschland gebauten Leichtwasserreaktoren ein gleichzeitiges Versagen aller Notkühlsysteme praktisch ausgeschlossen werden kann, besteht theoretisch dennoch die Möglichkeit für den Eintritt eines solchen Ereignisses (Restrisiko). Hundertprozentige Sicherheit ist nämlich bei keinem technischen System zu erreichen.

Auch bei einem Ereignis im Bereich des Restrisikos läßt sich eine Freisetzung größerer Spaltproduktmengen verhindern. Dabei ist von entscheidender Bedeutung, daß die Barrierenfunktion des Sicherheitsbehälters erhalten bleibt, d. h. der Sicherheitsbehälter nicht durch Überdruck zerstört wird.

Ein Druckaufbau im Sicherheitsbehälter über den Auslegungsdruck hinaus (bei Siedewasserreaktoren etwa 3,5 bar) wäre möglich, wenn die Nachzerfallswärme nicht aus dem Sicherheitsbehälter nach draußen abgeführt werden kann oder wenn die Wassereinspeisung aller Notkühlsysteme versagt. Im letztgenannten Fall käme es nicht nur zu einem Anstieg des Dampfdruckes, sondern auch zur Entstehung von Wasserstoff aufgrund einer chemischen Reaktion zwischen schmelzendem Hüllrohrmetall und Wasser. Der Druck würde dramatisch verstärkt, wenn es zu einer Verbrennung des Wasserstoffs mit dem Sauerstoff der Atomsphäre käme. Um den Sicherheitsbehälter vor einem Überdruckversagen zu schützen, müssen also eine Verbrennung des entstandenen Wasserstoffs verhindert und die Möglichkeit zu einer Druckentlastung geschaffen werden.

Im Kernkraftwerk Krümmel (Siedewasserreaktor) sind dafür eine Stickstoffüllung und eine gefilterte Druckentlastung vorgesehen (Abb. 7.6.1).

• Stickstoff-Füllung
Wasserstoff kann nur verbrennen, wenn Sauerstoff zugegen ist. Der Sauerstoffgehalt im Sicherheitsbehälter wird deshalb während des normalen Kraftwerkbetriebes von 20 % auf < 5 % verringert. Ein Verbrennungsvorgang, gleich welcher Art, ist dann nicht mehr möglich. Bei Arbeiten im Sicherheitsbehälter beseitigt man den erhöhten Stickstoffanteil wieder, so daß der Behälter gefahrlos betreten werden kann.

• Gefilterte Druckentlastung
Durch Absaugen des Dampf-Gas-Gemisches, das bei einem solchen Störfall anfiele, ließe sich der Druck im Sicherheitsbehälter verringern. Das geschieht automatisch beim Überschreiten des Auslegungsdruckes. Der Entlastungs-Gasstrom würde dann über Aerosolfilter geleitet und dadurch von radioaktiven Stoffen weitestgehend gereinigt. Das wird durch eine Gaswäsche und nachgeschaltete Feinstfilter erreicht. Nach der Reinigung kann der Gasstrom über den Abluftkamin kontrolliert an die Umgebung abgegeben werden.

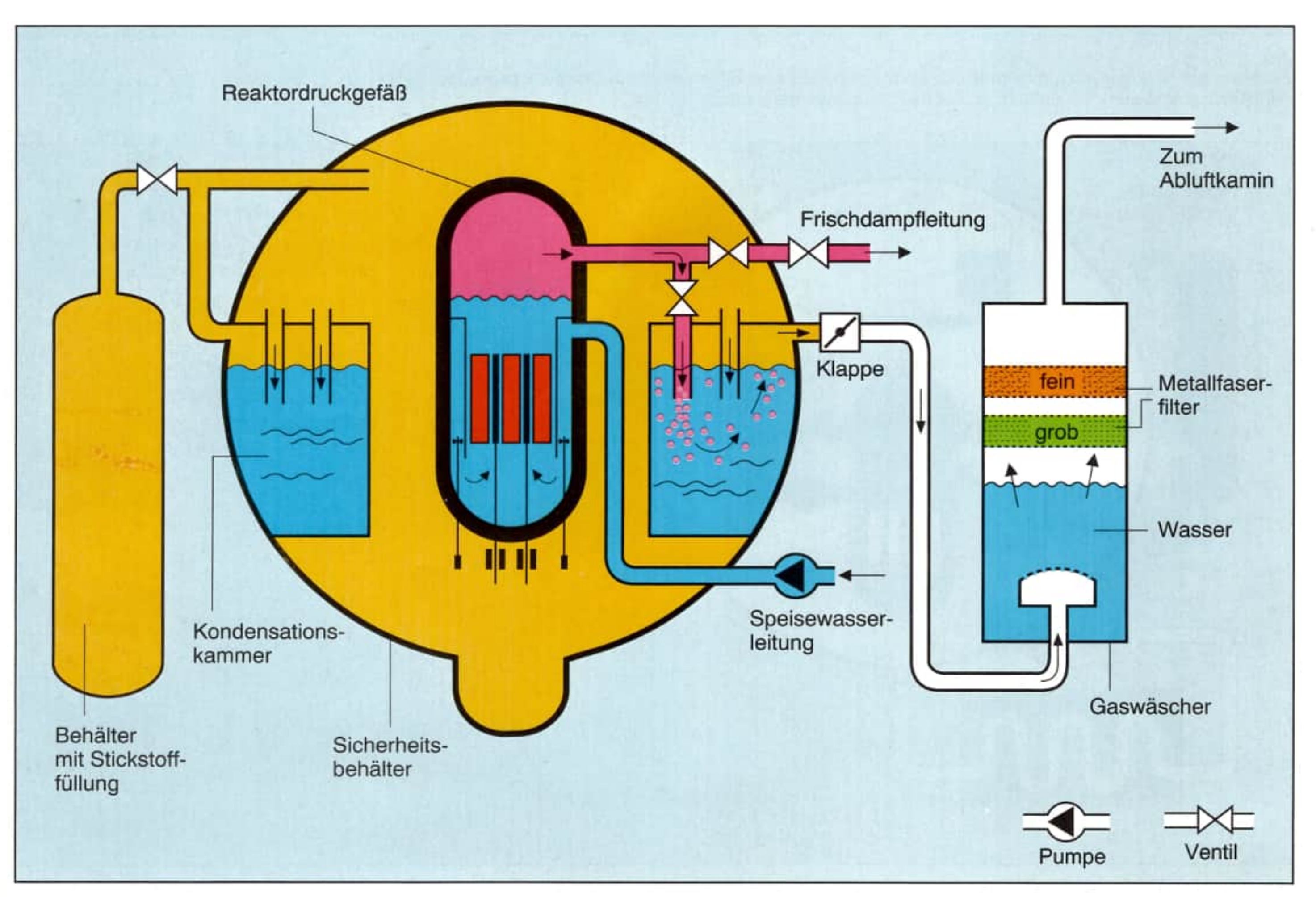


Abb. 7.6.1
Stickstoffüllung des Sicherheitsbehälters und gefilterte Druckentlastung

Bei gleichzeitigem Ausfall aller Notkühlsysteme käme es nicht nur zu einem Druckanstieg im Sicherheitsbehälter, sondern auch zu einem Temperaturanstieg im Reaktorkern. Nach sehr kurzer Zeit wäre die Schmelztemperatur der Brennelementhüllrohre erreicht (ca. 1900 °C). Der geschmolzene Reaktorkern befände sich dann im unteren Teil des Reaktordruckbehälters, wo er sich bis auf 2400 °C aufheizen könnte. Da Stahl bereits bei 1700 °C schmilzt, würde – wenn keines der ausgefallenen Notkühlsysteme wieder aktiviert werden könnte – der Boden des Reaktordruckbehälters durchschmelzen. Anschließend könnte es auch zum Schmelzen des Betons kommen (Schmelztemperatur ca. 1400 °C). Je mehr Beton aber geschmolzen würde, desto niedriger läge die Temperatur der Schmelze, da sich nun die Nachzerfallswärme auf eine größere Masse mit größerer Oberfläche verteilte. Man geht deshalb davon aus, daß nach etwa 3 Stunden die Temperatur der Schmelze auf 1500 °C abgesunken wäre. Unter der Annahme, daß auf Dauer keines der vier Notkühlsysteme erneut in Betrieb gesetzt werden könnte und die Schmelze sich selbst überlassen wäre, würde es Monate dauern, bis das 5 m starke Betonfundament zerstört wäre. Wahrscheinlich käme es aber zum Erstarren der Schmelze im Fundament [41, S. 124 u. 125].

Nach der deutschen Risikostudie können Kernschmelzunfälle nur einmal in 10000 Reaktorbetriebsjahren vorkommen. Nur bei 1 % dieser Ereignisse (also einmal in 1 Million Reaktorbetriebsjahren) müßte dabei mit Todesfällen gerechnet werden. Das aus Kernschmelzunfällen resultierende Risiko ist also extrem klein. Trotzdem ist man im Rahmen der Sicherheitsforschung bemüht, weitere Kenntnisse über solche hypothetischen Störfälle zu erhalten (Simulationsexperimente) und das Reaktorschutzsystem weiter zu verbessern [49, S. 56].



Abb. 7.6.2
Untersuchung der Wechselwirkungen zwischen einer nichtradioaktiven Metallschmelze und Beton Quelle: Kernforschungszentrum Karlsruhe



Abb. 7.6.3
Untersuchung eines Kühlmittelverlust-Störfalls in einem Simulations-Großversuch
(Nachbildung eines Reaktors mit seinen vier Dampferzeugern im Verhältnis 1 : 1. Statt eines Reaktorkerns mit Brennelementen wird ein nichtradioaktiver Kernsimulator verwendet) Quelle: Siemens AG

8 Der Brennstoffkreislauf und die Entsorgung eines Kernkraftwerkes

8.1 Der Brennstoffkreislauf

Mit dem Begriff Brennstoffkreislauf werden zusammenfassend alle Arbeitsschritte und Prozesse bezeichnet, die der Versorgung und Entsorgung von Kernkraftwerken dienen (Abb. 8.1.1).

Zur Versorgung gehören die Suche und der Abbau von Uranerzen (Tagebau oder Untertagebau), die Gewinnung des Urans aus den Erzen, die Anreicherung von Uran-235, die Herstellung von Brennelementen und ihre Anlieferung in den Kernkraftwerken.

Die Entsorgung umfaßt den Abtransport abgebrannter Brennelemente aus Kernkraftwerken, die Trennung wiederverwertbaren Spaltstoffs von nicht verwertbaren radioaktiven Abfällen, die Herstellung neuer Brennelemente aus den zurückgewonnenen Spaltstoffen, die Verpackung bzw. den sicheren Einschluß der Abfälle und ihre Endlagerung sowie alle dafür notwendigen Transporte.

Ein Kreislauf entsteht dadurch, daß die aus abgebrannten Brennelementen zurückgewonnenen Spaltstoffe erneut zur Brennelementherstellung eingesetzt werden. Dadurch sind Versorgungsteil und Entsorgungsteil miteinander verbunden. Ein vollständiger Kreislauf liegt jedoch nicht vor, da fortlaufend Uranerz zugeführt und radioaktive Abfälle aus dem Kreislauf entfernt werden müssen [52, S. 12].

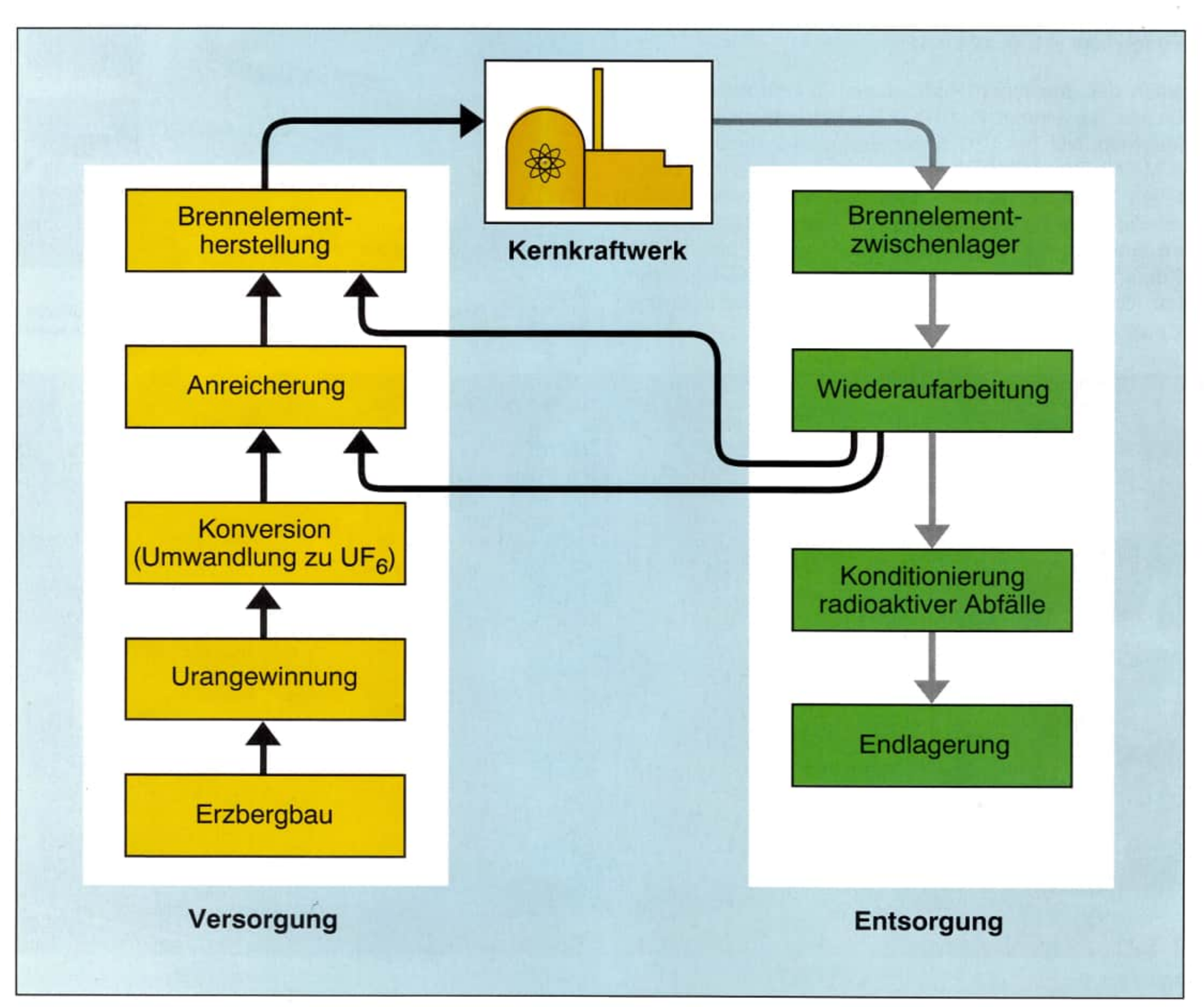


Abb. 8.1.1
Brennstoffkreislauf bei Leichtwasserreaktoren (vereinfachte Darstellung)

Uranvorkommen

Die Erdrinde enthält in 1 t Gestein im Mittel etwa 3 g Uran, das sind 0,0003 Gewichtsprozent. Damit ist das Element Uran etwa 100mal häufiger in der Erdrinde anzutreffen als Silber oder Gold. Heute werden Erze wirtschaftlich genutzt, die zwischen 0,1 und 0,5 % Uran enthalten. Solche Lagerstätten finden sich in Kanada, USA, Brasilien, Süd- und Mittelafrika, Australien, Frankreich, Schweden oder der ehemaligen UdSSR (Abb. 8.1.2). In der Bundesrepublik Deutschland sind nur noch kleinere Uranerzlager vorhanden (z. B. Schwarzwald, Bayerischer Wald, Fichtelgebirge, Erzgebirge).

Tritt Uran im Verbund mit anderen Metallen auf (z. B. Gold oder Vanadium), lassen sich auch an Uran ärmere Erze wirtschaftlich verwerten. Das geschieht z. B. in Südafrika [49, S. 60 f.; 52, S. 13; 41, S. 135].

Der gesamte Urangehalt der Erdkruste wird auf knapp $41 \cdot 10^{12}$ t geschätzt. Davon liegen etwa drei Viertel auf den Kontinenten, der Rest ist im Meerwasser gelöst [52, S. 18]. Als z. Z. wirtschaftlich nutzbare Uranvorräte der westlichen Welt werden etwa $6 \cdot 10^{6}$ t geschätzt. Die Weltjahresproduktion der westlichen Länder liegt bei etwa $4{,}5 \cdot 10^{4}$ t, der Jahresbedarf der Bundesrepublik Deutschland bei $3{,}3 \cdot 10^{3}$ t [49, S. 61 f.; 46, S. 335; 83, S. 10 ff.].

Ausgehend vom heutigen Bedarf würde also für die nächsten 130 Jahre genügend Spaltstoff zur Verfügung stehen. Wenn aber eines Tages auch die an Uran ärmeren Erze genutzt werden und zusätzlich verstärkt Pu–239 aus U–238 erbrütet wird, ist der Zeitraum, in dem genügend Spaltstoff zur Verfügung steht, deutlich größer anzusetzen (Stand: 1992) [83, S. 10 ff.].

Urangewinnung

Das im Erz vorhandene Uran wird durch physikalische und chemische Verfahren vom übrigen Gestein getrennt. Dazu wird das Erz gebrochen, fein zermahlen und mit Säure (oder Lauge) unter Anwesenheit eines Oxidationsmittels (z. B. MnO_2 oder Na_2ClO_4) ausgelaugt. Die Oxidation ist notwendig, um das Uran von der im Erz vorliegenden vierwertigen, schlecht löslichen Form in die sechswertige, gut lösliche Form zu überführen.

Beispiel für Pechblendeerz (Uranpecherz):

$$UO_2 + H_2SO_4 + {}^1/_2 O_2 \rightarrow UO_2\,(SO_4) + H_2O$$

Die chemische Verbindung $UO_2\,(SO_4)$ trägt den Namen Uranylsulfat.

Durch Herauslösen mit Hilfe von Säure kann bis zu 90 % des Urans aus dem Erz gewonnen werden. Das Uranylsulfat enthält jedoch eine Reihe von Begleitstoffen, die in weiteren Reinigungsprozessen entfernt werden (Dekantieren, Filtern, Flüssigextraktion, Ionenaustausch usw.).

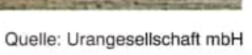
Durch Zugabe von MnO, NaOH oder NH_3 wird das Uran aus der uranhaltigen Flüssigkeit abgeschieden. Beim Einsatz von NH_3 ergibt sich Ammoniumuranat, das meist in Form von Ammoniumdiuranat $(NH_4)_2\,U_2O_7$ vorliegt. Es wird eingedickt, gefiltert, gewaschen und getrocknet. Dieses Konzentrat enthält 70 bis 80 % Uran. Wegen seiner gelben Farbe hat es den Namen "Yellow Cake" erhalten (Abb. 8.1.3) [52, S. 25 ff.).

Anreicherung von Uran–235

Das Produkt "Yellow Cake" besitzt nur technische Reinheit. Außerdem liegt darin das Uran in seiner natürlichen Isotopenzusammensetzung vor (ca. 99,3 % U–238, ca. 0,7 % U–235). Um das Uran in Kernkraftwerken einsetzen zu können, ist eine wesentlich höhere Reinheit erforderlich, und der Anteil von U–235 muß von 0,7 % auf 3 bis 4 % erhöht werden. Verunreinigungen würden zu einer erhöhten Neutronenabsorption und zu störenden Reaktionen mit dem Hüllrohrmaterial der Brennstäbe führen.



Abb. 8.1.2
Uranerztagebau



Quelle: Urangesellschaft mbH

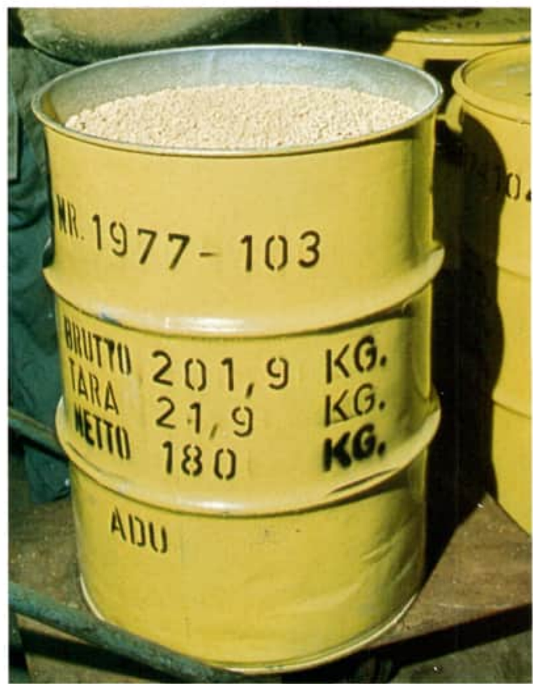


Abb. 8.1.3
Urankonzentrat "Yellow Cake"

Quelle: Urangesellschaft mbH

Zur Anreicherung und weiteren Reinigung wird das "Yellow Cake" in die gasförmige Verbindung Uranhexafluorid UF_6 umgewandelt (Konversion). Dazu sind eine Reihe chemischer Reaktionen erforderlich, bei denen gleichzeitig Reinigungsprozesse ablaufen.

Uranhexafluorid ist eine farblose, kristalline Substanz. Bei Normaldruck geht sie bei einer Temperatur von 56,5 °C von der festen Phase in die Gasphase über (Sublimation). Als Gas läßt sich UF_6 durch Filter von noch enthaltenen Feststoffen und durch Ausfrieren von anderen Gasen befreien.

Mit einer Reinheit von mindestens 99,5 % wird es in Stahlbehältern gelagert bzw. zur Anreicherungsanlage transportiert (Abb. 8.1.4). Für die Anreicherung stehen das Diffusions-, Zentrifugen und Trenndüsenverfahren zur Verfügung (vgl. 5.7) [52, S. 34ff.].

Herstellung von Brennelementen

In der Brennelementefabrik wird das an U–235 angereicherte UF_6 in UO_2 umgewandelt. Dazu verwendet man in der Bundesrepublik Deutschland ein naßchemisches Verfahren.

Das UF_6 läßt man in einem Behälter mit Wasser, Ammoniak und Kohlenstoffdioxid reagieren. Es entsteht dann Ammonium-Uranyl-Carbonat (AUC).

$$UF_6 + 2\,H_2O \rightarrow UO_2F_2 + 4\,HF$$

$$UO_2F_2 + 6\,NH_3 + 3\,CO_2 + 3\,H_2O \rightarrow (NH_4)_4\,[UO_2\,(CO_3)_3] + 2\,NH_4F$$

Das gelbe AUC fällt aus der Lösung aus und kann durch Filter abgetrennt werden. Durch Erhitzen wird es in Ammoniak, Kohlenstoffdioxid, Fluorwasserstoff und Urantrioxid (UO_3) getrennt. Anschließend reduziert man es in einer Wasserstoffatmosphäre bei hohen Temperaturen zu Urandioxid (UO_2) [35, S. 172; 52, S. 60].

Das UO_2 liegt zunächst als graues Pulver vor. Für Leichtwasserreaktoren preßt man es zu Tabletten, die anschließend in einer Wasserstoffatmosphäre bei 1700 °C gesintert und dadurch weiter verdichtet werden. (Abb. 7.3.3) (Unter Sintern versteht man das Zusammenbacken feinkörniger Substanzen durch Erhitzen bis auf eine Temperatur, bei der die Substanz weich wird.)

Da die UO_2-Tabletten (engl. UO_2-Pellets) sehr maßgenau sein müssen, werden sie noch geschliffen. Anschließend füllt man sie in Hüllrohre aus Zirkaloy. Diese werden dann mit Helium geflutet (1 bis 30 bar) und durch Aufschweißen der Endkappen gasdicht verschlossen. Dadurch entsteht ein Brennstab. Mehrere zu einem Bündel zusammengefaßte Brennstäbe bilden ein Brennelement.

Wiederaufarbeitung (vgl. 8.2)

Man setzt Brennelemente bis zu sieben Jahre in einem Reaktor ein. In dieser Zeit werden sie innerhalb des Reaktors nach einem genau festgelegten Plan mehrfach in andere Positionen gebracht, um einen möglichst hohen Abbrand zu erreichen. Außerdem werden beim jährlichen Brennelementwechsel bereits eingesetzte Brennelemente entnommen und in einem Wasserbecken außerhalb des Reaktors zwischengelagert, dafür neue Brennelemente in den Reaktor eingesetzt. Im Kernkraftwerk Krümmel werden dadurch jährlich von 840 Brennelementen 120 ausgetauscht. Das entspricht etwa 21 t Uran. Die zwischengelagerten Brennelemente, die weniger als sieben Jahre im Einsatz waren, lassen sich in der Regel zu einem späteren Zeitpunkt erneut im Reaktor verwenden.

Nach dem Einsatz der Brennelemente in einem Reaktor hat sich die Zusammensetzung der Uran-Tabletten geändert (Abb. 8.1.5).



Abb. 8.1.4
Abtransport von Uranhexafluorid-Behältern zur Urananreicherungsanlage

Quelle: Uranit GmbH

• Der Spaltstoff U–235 wird z.T. durch Kernspaltungen, z.T. durch Umwandlung in U–236 verbraucht. Die bei den Kernspaltungen entstehenden Spaltprodukte sind radioaktiv.

Dieser Verbrauch an Spaltstoff wird Abbrand genannt (obwohl im Reaktor keine Verbrennung stattfindet). Der Grad des Abbrandes wird in erzeugter thermischer Energie pro Masse Brennstoff angegeben. Bei Leichtwasserreaktoren werden mittlere Abbrandwerte von 33 MWd/kg erreicht (1 MWd = 24 000 kWh).

• Durch Neutroneneinfang entsteht aus U–238 das Plutoniumisotop Pu–239 (sowie in geringem Umfang weitere Plutonium- und Transplutoniumisotope). Pu–239 wird durch langsame Neutronen gespalten, oder es wandelt sich zu verschiedenen Aktiniden um (vgl. 4.5).

Wegen der Abnahme des Spaltstoffes und der Zunahme neutronenabsorbierender Spaltprodukte müssen die Brennelemente nach bis zu 7jährigem Einsatz ausgetauscht werden.

Abgebrannte Brennelemente zeichnen sich durch eine hohe spezifische Aktivität und damit auch hohe Wärmeproduktion aus. Damit der Transport zur Wiederaufarbeitungsanlage nicht zu aufwendig wird, lagert man die Brennelemente zunächst in einem wassergefüllten Becken innerhalb des Kernkraftwerkes. Das Wasser schirmt die Strahlung fast vollständig ab und nimmt gleichzeitig die erzeugte Nachzerfallswärme auf. Bei einer Lagerzeit von 6 bis 12 Monaten gehen die Aktivität und damit auch die Wärmeproduktion auf etwa 0,1 % der Anfangswerte zurück.

In der Wiederaufarbeitungsanlage werden die Brennstäbe aufgesägt, der Kernbrennstoff in heißer Säure aufgelöst und durch weitere chemische Verfahren eine Trennung in drei Komponenten vorgenommen: Uran, Plutonium, Spaltprodukte/Aktiniden. Zur chemischen Trennung dieser drei Komponenten setzt man das sog. PUREX-Verfahren ein (PUREX: Plutonium-Uranium-Recovery by Extraction) (vgl. 8.2).

Abgetrenntes Plutonium kann direkt als neuer Spaltstoff eingesetzt werden (U-Pu-Mischoxidbrennstäbe). Das im Uran entstandene U–236 erschwert dagegen einen erneuten Einsatz des Urans in Leichtwasserreaktoren. In Brutreaktoren ist es dagegen besser verwendbar.

Die radioaktiven Spaltprodukte bzw. Aktiniden müssen verpackt und sicher endgelagert werden, damit sie auf Dauer aus der Biosphäre ausgeschlossen sind. Das Hüllrohrmaterial, das durch Neutronenbestrahlung radioaktiv geworden ist, wird ebenfalls endgelagert.

Neben der Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente wird auch die direkte Endlagerung kompletter Brennelemente untersucht. Der Vorteil läge darin, daß ein Entweichen radioaktiver Spaltprodukte in der Wiederaufarbeitungsanlage ausgeschlossen werden könnte und auch waffentaugliches Plutonium nicht frei anfiele. – Andererseits würden U–235 und Pu–239 einer weiteren Nutzung in Kernkraftwerken verloren gehen, und es könnten für die einzelnen Gruppen von Spaltstoffen keine spezifischen Verpackungen und Endlagerungsmöglichkeiten geschaffen werden.

In Europa gibt es große Wiederaufarbeitungsanlagen in Frankreich und Großbritannien.

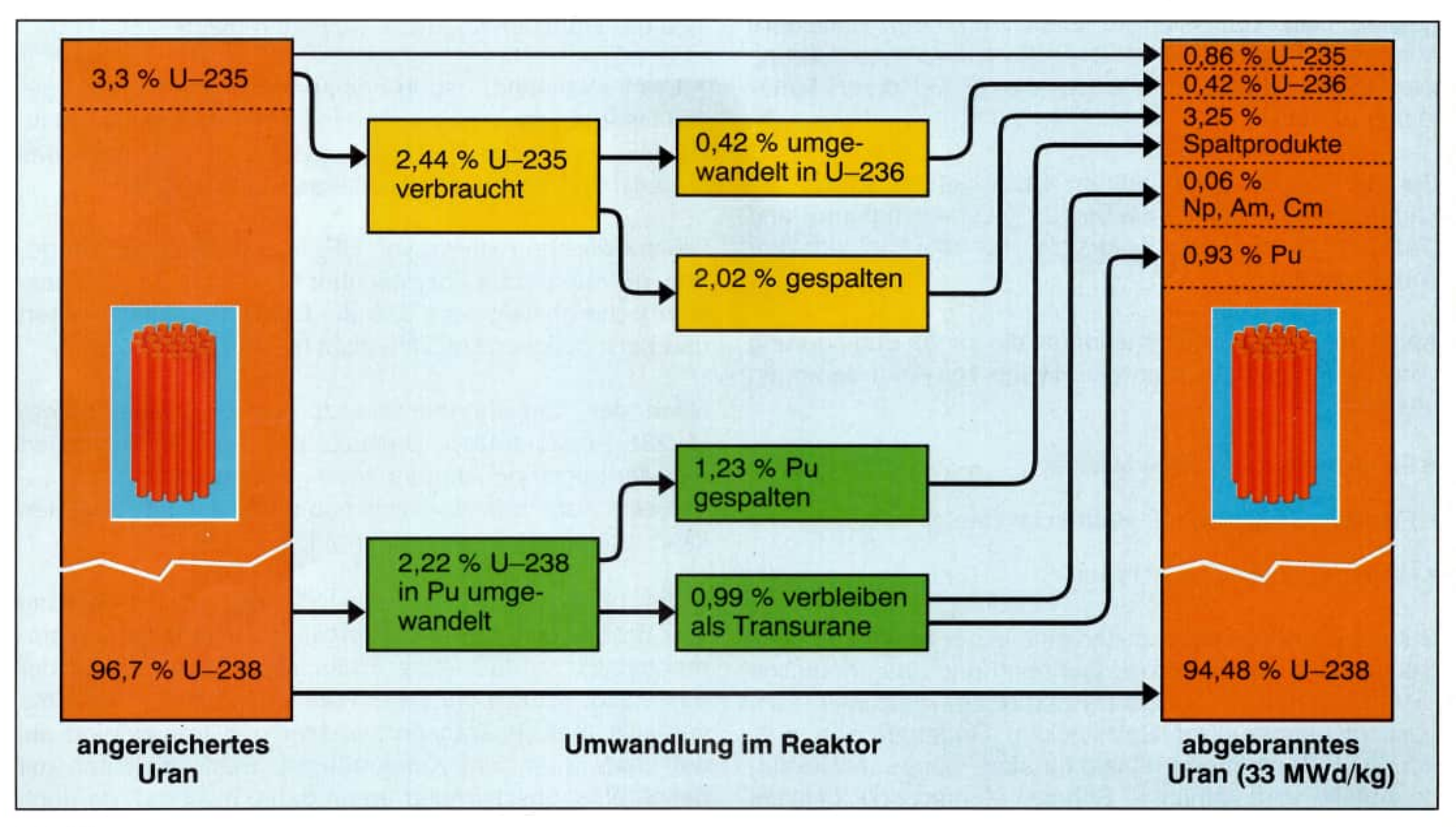


Abb. 8.1.5
Zusammensetzung des Kernbrennstoffes bei Leichtwasserreaktoren vor und nach dem Einsatz im Reaktor [71, S. 122]

Konditionierung radioaktiver Abfälle

Radioaktive Abfälle wurden bisher in schwach-, mittel- und hochaktive Abfälle unterteilt, abhängig von der Aktivitätskonzentration. Heute unterscheidet man die radioaktiven Abfälle nach der Wärmeentwicklung.

- Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung. Die Wärmeabgabe pro Gebinde liegt im Milliwattbereich.

- Gering wärmeentwickelnde Abfälle. Die Wärmeabgabe pro Gebinde liegt im Watt-Bereich.

- Stark wärmeentwickelnde Abfälle. Die Wärmeabgabe pro Gebinde liegt im Kilowatt-Bereich. Bei Endlagerung in Gesteinsschichten können sie die Temperatur des umgebenden Gesteins um bis zu 200 °C erhöhen.

Konditionieren bedeutet, die radioaktiven Abfälle in eine endlagerungsfähige Form zu überführen. Wie das geschieht, ist von der Art des Abfalls abhängig. Bei vernachlässigbarer oder geringer Wärmeentwicklung werden Metallfässer, Bitumen- oder Betonummantelungen verwendet. Stark wärmeentwickelnde Abfälle werden zu flüssigem Glas gemischt, aus dem dann Glasblöcke hergestellt werden.

Die bisher angefallenen stark wärmeentwickelnden Abfälle werden z. Z. noch oberirdisch in gekühlten Edelstahltanks gelagert. In Form von Silikatglasblöcken werden sie z. Z. nur versuchsweise in Salzformationen gelagert.

Endlagerung (vgl. 8.4)

Bei der Endlagerung radioaktiver Abfälle muß sichergestellt sein, daß sie auf Dauer aus der Biosphäre ausgeschlossen sind. Man erreicht es durch Überführung des Abfalls in eine stabile Lagerform und durch Mehrfacheinschluß.

Bei der Lagerung in tieferen Erdschichten bilden der Lagerbehälter, das umgebende Gesteinsmaterial und Deckgebirge bzw. Nebengestein die notwendigen Umschließungen.

An die geologischen Formationen, die für die Endlagerung vorgesehen sind, werden eine Reihe von Anforderungen gestellt:

- Abwesenheit von Grundwasser

- Fehlen von Rissen und Klüften im Gestein

- Geringe seismische Aktivität

Unter diesen Gesichtspunkten sind in der Bundesrepublik Deutschland der Salzstock Gorleben und das ehemalige Eisenerzbergwerk Schacht Konrad bei Salzgitter ausgesucht worden. Der Salzstock in Gorleben wird z. Z. erforscht. Er ist in erster Linie für stark wärmeentwickelnde Abfälle vorgesehen. – Schacht Konrad soll für nicht oder nur schwach wärmeentwickelnde Abfälle und Materialien genutzt werden.

Das Salzbergwerk Asse II bei Wolfenbüttel wird für Forschungszwecke und zur Erprobung von Lagerungstechniken verwendet.

Zur Gewinnung des Urans aus den Erzen, der Herstellung des Yellow Cake, der Umwandlung der Uransalze in Uranhexafluorid, der Herstellung von UO_2-Tabletten, der Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente sowie der Konditionierung radioaktiver Abfälle werden eine Vielzahl chemischer Verfahren eingesetzt. Dabei entstehen Abfallprodukte in Form von Säuren, Laugen, Salzlösungen oder organischen Lösungsmitteln. Diese Abwässer und Schlämme müssen so aufgearbeitet werden, daß keine Schadstoffe in unzulässigen Konzentrationen in die Umgebung gelangen. Im Brennstoffkreislauf ist also neben der Strahlenbelastung von Mensch und Umwelt immer auch die Belastung durch chemische Substanzen zu bedenken.

Transporte im Brennstoffkreislauf

Die im Brennstoffkreislauf notwendigen Transporte sind unterschiedlich zu bewerten.

- Der Transport des Uranerzes zur Erzaufbereitungsanlage ist unproblematisch. Dafür werden offene Lastwagen verwendet. Aus Kostengründen legt man die Anlage in unmittelbarer Nähe der Mine an.

- Das Urankonzentrat "Yellow Cake" muß zur Konversionsanlage transportiert werden, wo es in UF_6 umgewandelt wird. Der Transport geschieht in handelsüblichen Stahlfässern von 200 oder 400 l Fassungsvermögen. Da nur wenige Konversionsanlagen auf der Welt existieren, sind die Transportwege z. T. sehr lang [52, S. 75].

- Uranhexafluorid, das in der Konversionsanlage hergestellt worden ist, wird zur Anreicherungsanlage gebracht. Da UF_6 bereits bei 56,5 °C gasförmig wird, muß das Material in Druckbehältern untergebracht werden.

Die spezifische Aktivität von UF_6 ist vernachlässigbar gering, die chemische Toxizität aber sehr hoch. Es muß deshalb sichergestellt sein, daß die Behälter beim Transport und bei möglichen Unfällen dicht bleiben [52, S. 75].

Nach der Anreicherung besitzt das UF_6 eine höhere U–235-Konzentration. Deshalb müssen beim Transport und der Lagerung Anordnungen gewählt werden, bei denen eine Kettenreaktion nicht von selbst in Gang kommen kann (unterkritische Anordnung) [52, S. 75].

- Die Umwandlung von UF_6 in UO_2 sowie die Herstellung von Brennelementen sind jeweils an einem Ort zusammengefaßt, so daß keine Transportwege außerhalb der Fabrikationsräume entstehen. Die fertigen Brennelemente verpackt man in Transportbehälter und transportiert sie auf Lastwagen zum Kernkraftwerk. Schwierigkeiten mit der Strahlenabschirmung treten dabei nicht auf, da auch angereichertes Uran nur eine geringe spezifische Aktivität besitzt.

• Der Transport von Brennelementen, die in einem Reaktor eingesetzt worden sind, verlangt höchste Sicherheitsvorkehrungen. Durch die in den Brennstäben enthaltenen Spaltprodukte sind die spezifische Aktivität und damit auch die Wärmeproduktion außerordentlich hoch. (vgl. 8.2).

Der Transportbehälter für ausgediente Brennelemente ist ein Stahlbehälter, der außen mit Kühlrippen oder Kühlstiften versehen ist. Seine Länge beträgt 5 bis 7 m und sein Durchmesser 1,8 bis 2,5 m. Er kann 1 bis 6 t Transportgut aufnehmen. Das Gesamtgewicht liegt zwischen 32 t und 105 t (Abb. 8.1.6) [52, S. 83].

Die Anforderungen an einen Transportbehälter sind in Bezug auf mechanische Stabilität, Dichtheit und Temperaturfestigkeit sehr hoch. Selbst bei schwersten Verkehrsunfällen müssen sie noch einen sicheren Einschluß des radioaktiven Materials garantieren.

Transportbehälter z. B. der Typ-B-Verpackung müssen folgenden Prüfungen standhalten:

– Freier Fall des Behälters aus 9 m Höhe auf ein Betonfundament, das mit einer Stahlplatte armiert ist.

– Freier Fall aus 1,2 m Höhe auf einen Stahldorn von 15 cm Höhe.

– Im Anschluß an die Fallversuche 30 Minuten lang Feuertest bei mindestens 800 °C.

– Achtstündiges Eintauchen des Behälters in Wasser bei einer Wassertiefe von 90 cm.

In den USA, Großbritannien und der Bundesrepublik Deutschland sind darüber hinaus noch weitergehende Belastungstests durchgeführt worden: Fall aus 600 m Höhe auf Wüstenboden und Zusammenprall eines Brennelementtransportes mit einer Lokomotive (Relativgeschwindigkeit 130km/h) [40, S. 158].

• Bei der Wiederaufarbeitung fallen Spaltprodukte, Uran und Plutonium an. Verfestigte Spaltprodukte können in den gleichen Transportbehältern befördert werden wie die ausgedienten Brennelemente. Für stark wärmeentwickelnde Spaltprodukte sind Transportbehälter mit Zwangskühlung entwickelt worden.

Bei der Aufbewahrung und dem Transport von Plutoniumlösungen ist zusätzlich zu bedenken, daß durch Radiolyse des Wassers Wasserstoff und Sauerstoff entstehen und der Druck im Behälter dadurch stark ansteigt.

Um zu vermeiden, daß eine Plutoniumlösung kritisch wird, werden nur kleine Behälter mit wenig Plutonium benutzt und die Behälter zusätzlich mit Stahlrohrkäfigen umgeben. Dadurch ist ein ausreichender Abstand zu den anderen Behältern sichergestellt (Abb. 8.1.7).

(Weitergehende Erläuterungen zu einzelnen Stufen des Brennstoffkreislaufs finden sich bei 8.2, 8.3 und 8.4.)



Abb. 8.1.6
Transportbehälter für abgebrannte Brennelemente

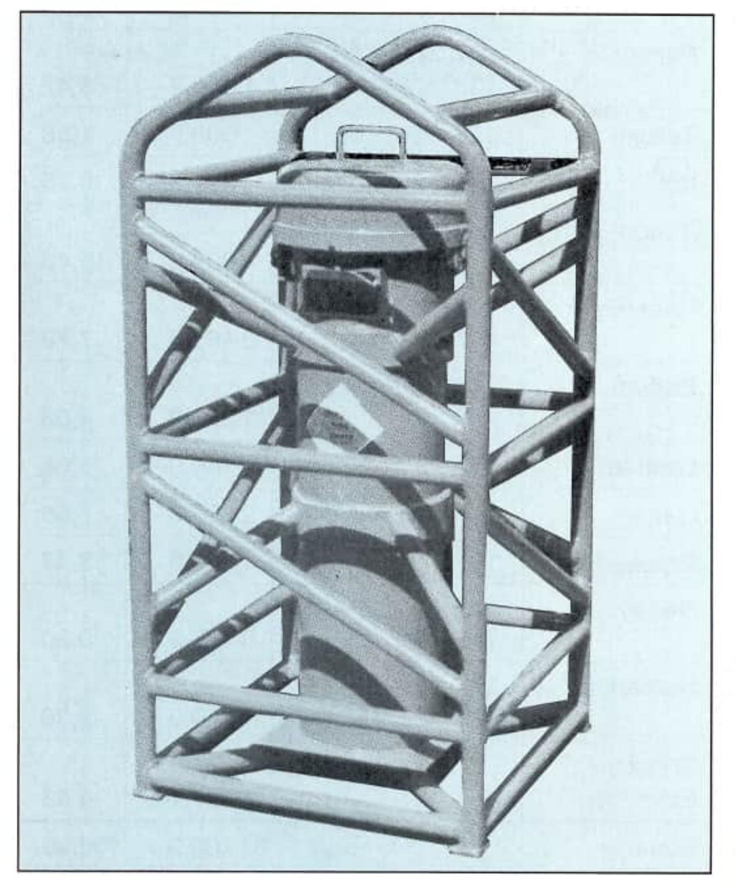


Abb. 8.1.7
Transportbehälter für Plutonium

8.2 Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente nach dem Purex-Verfahren

Die Spaltung eines Kerns Uran–235 kann verschiedene Trümmerkerne ergeben. Ihre Massenzahlen liegen am häufigsten im Verhältnis von etwa 2 : 3.

Man kennt heute etwa 200 verschiedene Spaltprodukte, die sich auf 35 verschiedene chemische Elemente zurückführen lassen. Ihre Massenzahlen liegen etwa zwischen 70 und 160.

Bei der Kernspaltung werden also große Mengen künstlicher Radionuklide gebildet. Die häufigsten Spaltprodukte im abgebrannten Brennstoff sind in der Tabelle 8.2.1 zusammengestellt. Den Zahlen liegt ein Abbrand von 30 000 MWd/t (Megawatt-Tage pro Tonne Brennstoff), eine Anfangsanreicherung von 3,5 % U-235 und eine Abklingzeit von 1 Jahr zugrunde [31, S. 127].

Radionuklid	Massenzahlen	Spaltprodukte in g/t Uran	in %
Krypton	83, 84, 85, 86	350,5	1,10
Rubidium	85, 87	315,2	0,99
Strontium	88, 90	836,0	2,64
Yttrium	89	440,0	1,39
Zirkon	90, 91, 92, 93, 94, 95, 96	3 398,6	10,72
Molybdän	95, 96, 97, 98, 100	3 148,5	9,93
Technetium	99	770,0	2,43
Ruthenium	100, 101, 102, 103, 104, 106	1 967,3	6,20
Palladium	104, 105, 106, 107, 108, 110	1 083,2	3,42
Tellur	125, 126, 130	500,7	1,58
Iod	127, 129	239,8	0,76
Xenon	128, 130, 130, 132, 134, 136	4 899,8	15,45
Caesium	133, 134, 135, 137	2 465,0	7,78
Barium	134, 136, 137, 138	1 278,0	4,03
Lanthan	139	1 160,0	3,66
Cer	140, 142, 144	2 393,0	7,55
Praseodym	141	1 100,0	3,47
Neodym	142, 143, 144, 145, 148, 150	3 137,2	9,90
Samarium	147, 148, 149, 150, 151, 152, 154	749,0	2,36
Sonstige Elemente		1 467,1	4,63
Summe		31 700,0	100,00

Tabelle 8.2.1
Die häufigsten Spaltprodukte im abgebrannten Kernbrennstoff

Aufgrund des Neutronenüberschusses im Kern sind die Spaltprodukte zum großen Teil radioaktiv. Sie wandeln sich unter Aussenden von Betastrahlen in stabile Kerne um. Dabei werden ganze Zerfallsreihen durchlaufen (vgl. 7.1).

Die spezifische Aktivität der Spaltprodukte ist recht hoch. Sie beträgt 6 Monate nach der Entnahme aus dem Kernreaktor noch das 10^{10} fache von Natururan [1, S. 6].

Radionuklid	spezifische Aktivität in $3{,}7 \cdot 10^4$ Bq/g
Natururan	1
Spaltprodukte	10 000 000 000

Tabelle 8.2.2

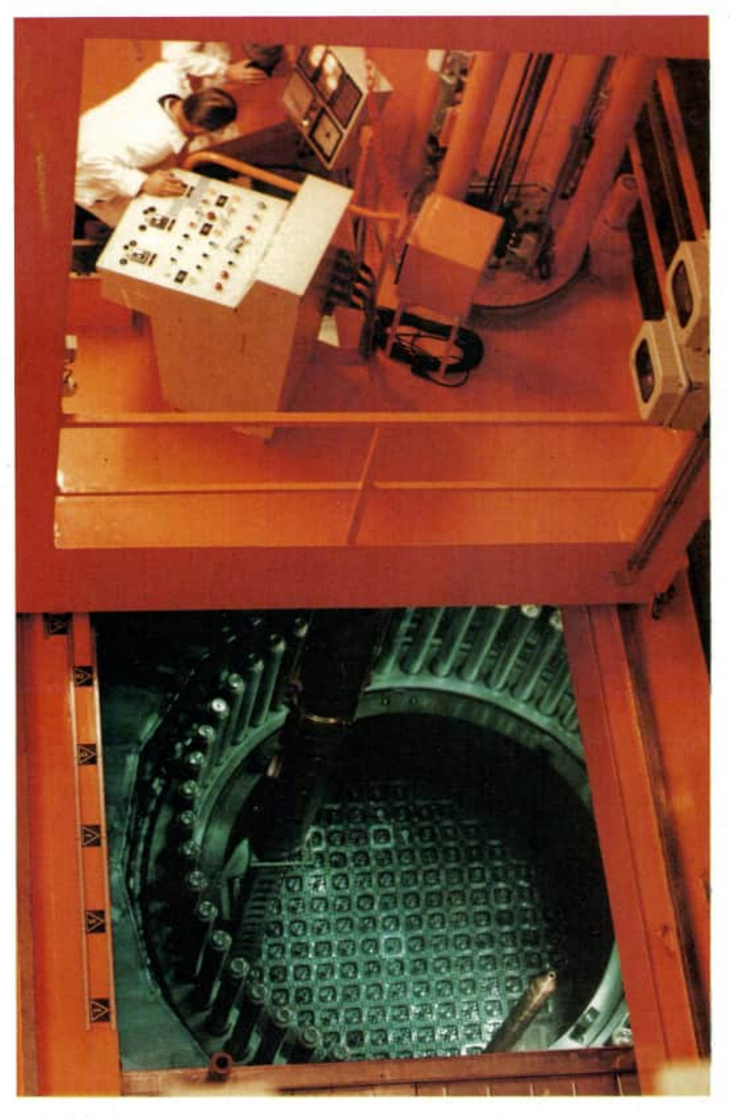


Abb. 8.2.1
Entladen abgebrannter Brennelemente aus einem Kernreaktor

Brennelemente bleiben bis zu 7 Jahre in einem Reaktor. Nach einem genau festgelegten Zeitplan wird jährlich eine bestimmte Anzahl ausgewechselt. Nach der Entnahme lagert man die Brennelemente in einem Wasserbecken im Kernkraftwerk.

Während dieser Zeit zerfallen die Spaltprodukte mit kürzeren Halbwertszeiten fast vollständig, und es bleiben nur die Radionuklide mit längeren Halbwertszeiten zurück. Das im Lagerbecken befindliche Wasser dient der Strahlenabschirmung und der Kühlung der Brennelemente. Der Zerfall der Spaltprodukte ergibt eine recht hohe Wärmeleistung, die jedoch rasch abklingt (Abb. 8.2.2).

Die Brennelemente werden in speziellen Transportbehältern in ein Zwischenlager transportiert. Die Behälter sind so konstruiert, daß eine Strahlenabschirmung, eine ausreichende Kühlung sowie eine hohe Stabilität, wie sie für mögliche Unfälle beim Transport gefordert wird, gewährleistet sind. Jeder einzelne Transport muß genehmigt und auf dem gesamten Weg überwacht werden.

Bei einem Kernkraftwerk mit einer elektrischen Leistung von 1300 MW sind 5 bis 6 Einzelbehältertransporte pro Jahr notwendig. Dabei können in einem Behälter – je nach Größe – 3 bis 30 Brennelemente untergebracht werden [26, S. 160].

Nach dem Transport werden die Brennelemente in einem Zwischenlager, das zugleich das Eingangslager einer Wiederaufarbeitungsanlage sein kann, gelagert (Abb. 8.2.3).

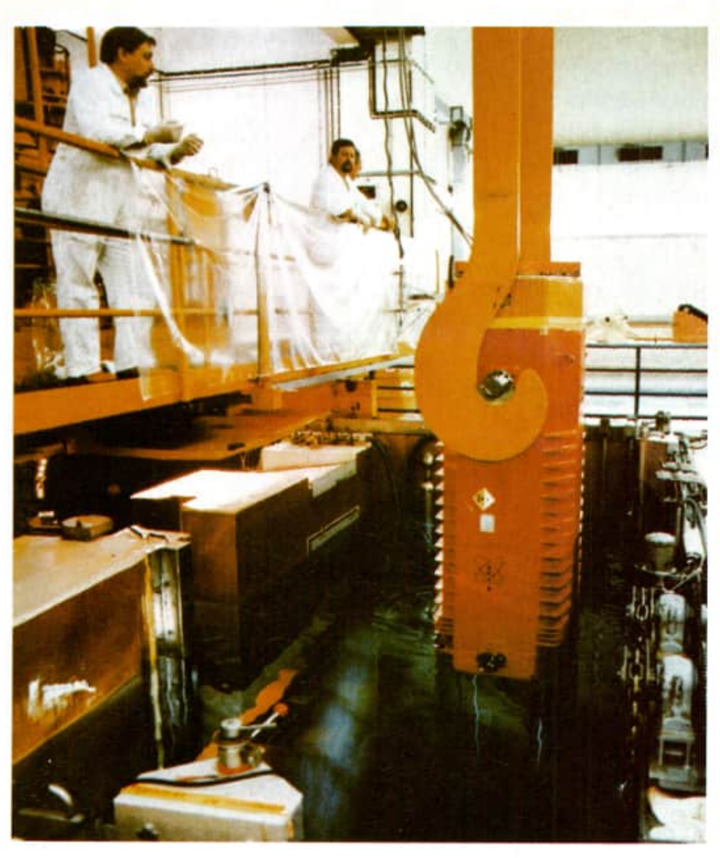


Abb. 8.2.3
Ein Transportbehälter wird in das Lagerbecken gesenkt und unter Wasser geöffnet

Abklingen der spezifischen Wärmeleistung bei bestrahltem Brennstoff

P in kW/t

1000
100
10
1
0,1

0 2 4 6 8 10

Zeit in Jahren

Spaltprodukte

Brennelementhüllen (ohne Brennstoff)

Aktiniden

Abklingen der spezifischen Aktivität bei bestrahltem Brennstoff

A_{sp} in $3{,}7 \cdot 10^{10}$ Bq/t = Ci/t

10^8
10^7
10^6
10^5
10^4

0 2 4 6 8 10

Zeit in Jahren

Spaltprodukte

Aktiniden

Brennelementhüllen (ohne Brennstoff)

Anfangsanreicherung: 3,5% U–235
Abbrand: 30000 MWd/t

Abb. 8.2.2
Abklingen von Wärmeleistung und Aktivität bei bestrahltem Brennstoff

Hier kann die Aktivität der Spaltprodukte weiter abklingen. Grundsätzlich ist die Aufarbeitung von Brennelementen aber bereits nach einer kürzeren Lagerung möglich.

Bei der Wiederaufarbeitung der Brennelemente wendet man heute das sog. Purex-Verfahren an.

Zunächst werden die Brennstäbe in etwa 5 cm lange Stücke zersägt und ihr Inhalt in siedender Salpetersäure (HNO_3) herausgelöst (Abb. 8.2.4). Dabei entstehen Uranylnitrat $UO_2(NO_3)_2$ und Plutonium-IV-Nitrat $Pu(NO_3)_4$ sowie die Nitrate der Spaltprodukte und Aktiniden.

Reaktionsgleichung für UO_2:

$$2\,UO_2 + 6\,HNO_3 \rightarrow 2\,UO_2(NO_3)_2 + NO_2 + NO + 3\,H_2O$$

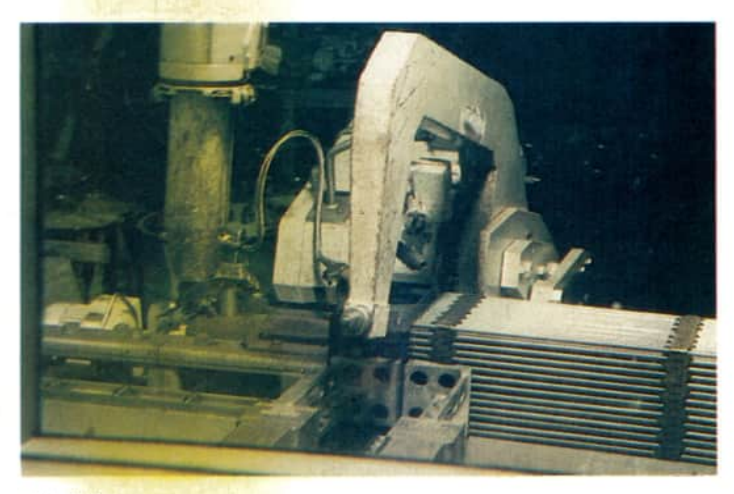


Abb. 8.2.4
Zersägemaschine für Brennelemente

Quelle: DWK

Durch physikalisch-chemische Verfahren wird dann eine Trennung der drei Komponenten Uran, Plutonium, Spaltprodukte/Aktiniden durchgeführt. Das geschieht mit Hilfe eines besonderen Extraktionsmittels, dem Tri-n-Butyl-Phosphat $(C_4H_9O)_3PO$, das mit 70 % Kerosin (Reinstpetroleum) verdünnt ist. Die Lösung trägt die Bezeichnung TBP 30.

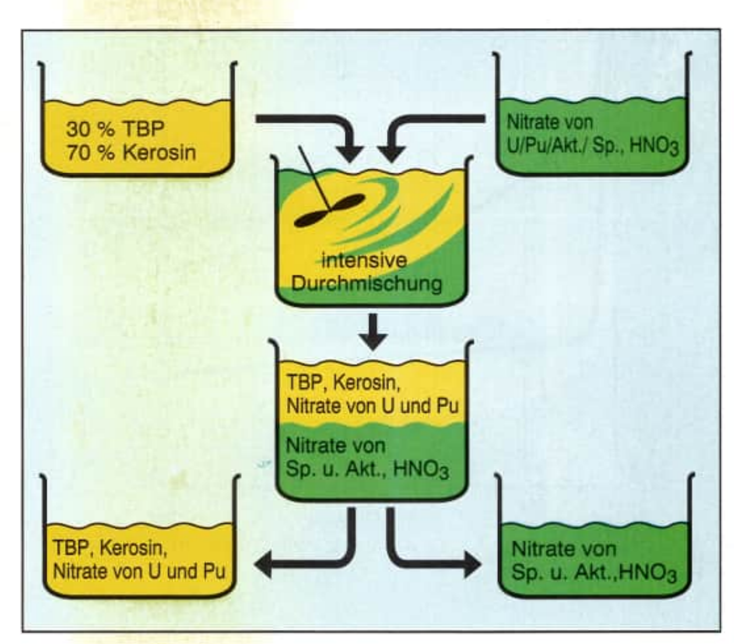


Abb. 8.2.5
Vereinfachte Darstellung des Purex-Verfahrens
(Sp. = Spaltprodukte, Akt. = Aktiniden)

Die Abtrennung der Spaltprodukte und Aktiniden, ein erster und wichtiger Schritt des Trennverfahrens, kann vereinfacht folgendermaßen erklärt werden (Abb. 8.2.5).

Das TBP 30 löst bei Anwesenheit von Salpetersäure die Nitrate des Urans und des Plutoniums (Komplexbildung), während die Spaltprodukte und die anderen Aktiniden im wässerigen Teil der Lösung zurückbleiben. Da sich die wäßrige Lösung wieder von dem Extraktionsmittel absetzt, können die Spaltprodukte leicht abgetrennt werden.

Um Uran, Plutonium sowie Spaltprodukte und Aktiniden fast 100 % ig voneinander zu trennen, wird dieser Extraktionszyklus mehrfach hintereinander durchgeführt. Dabei sind eine Reihe zusätzlicher chemischer Aufarbeitungsschritte notwendig, die hier nicht dargestellt sind (Abb. 8.2.8).

Während Uran und Plutonium wieder der Brennelementherstellung zugeführt werden, bewahrt man die hochaktive Lösung mit Spaltprodukten und Aktiniden in gekühlten Edelstahltanks auf (Abb. 8.2.6).

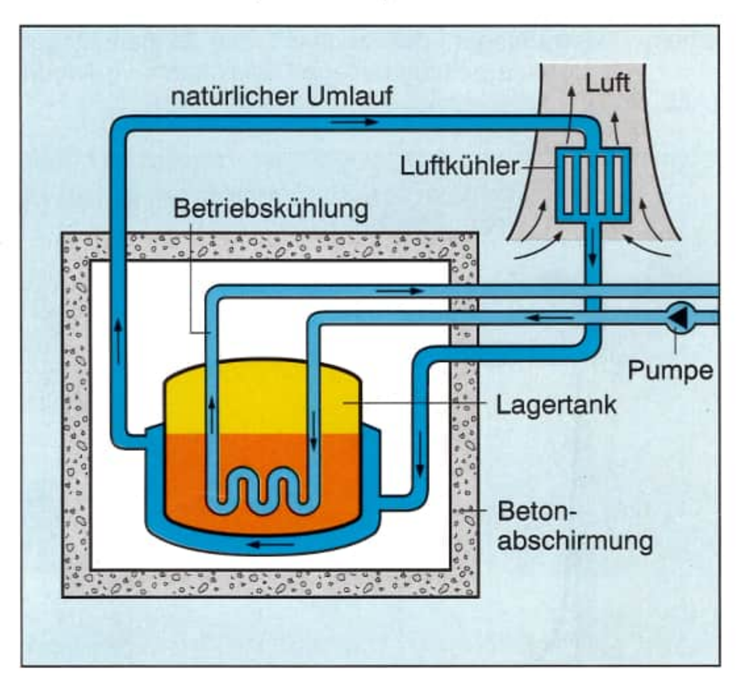


Abb. 8.2.6
Gekühlte Lagertanks für hochaktive Spaltproduktlösung

Die konzentrierte Spaltproduktlösung hat eine spezifische Aktivität von etwa $4 \cdot 10^{13}$ Bq/l. Die entstehende Zerfallswärme muß deshalb durch Kühlsysteme abgeführt werden. Nach etwa fünfjähriger Abklingzeit kann eine Volumenverminderung und eine Überführung in eine wasserunlösliche Form durch Verglasung vorgenommen werden (Konditionierung für die Endlagerung).

Beim Zerschneiden der Brennelemente und besonders beim Lösen des Brennstoffes in Salpetersäure entweichen gasförmige und leichtflüchtige Spaltprodukte (Xenon, Krypton, Jod, Ruthenium usw.), außerdem werden Stickstoffoxide frei. Sie müssen aus den Abgasen abgetrennt werden.

Die Stickstoffoxide werden in Salpetersäure überführt und in den Prozeß zurückgeleitet. Radioaktives Jod läßt sich mit Hilfe hochwirksamer Filter zurückhalten, die mit Silber imprägniert sind. Es entsteht dann das schwerlösliche Silberjodid (AgI).

Das nicht mehr radioaktive Xenon kann an die Umgebung abgegeben werden, während das radioaktive Krypton–85 durch besondere Verfahren gebunden und für eine Endlagerung konditioniert werden kann. Es zerfällt nach etwa 100 Jahren praktisch vollständig zu nicht aktivem Rubidium.

Für tritiumhaltige Abwässer ist eine gesonderte Sammlung und eine Endlagerung nach Abbinden mit Zement zu Beton vorgesehen [26, S. 162 f.; 31, S. 130 f.; 52, S. 95].

Besondere Sicherheitsmaßnahmen sind bei der Handhabung der Lösungen von Plutonium notwendig. Es muß verhindert werden, daß sie ein Volumen bzw. eine Konzentration erreichen, bei der selbständig eine Kettenreaktion einsetzen könnte (Kritikalitätsunfall). Zur Verhinderung dieser Kritikalität werden nur geringe Mengen schwachkonzentrierter Lösungen verarbeitet oder den Lösungen sog. Neutronengifte zur Neutronenabsorption beigemengt. Außerdem lassen sich die Behälter so formen, daß aufgrund der großen Oberfläche die Neutronenverluste stets sehr hoch sind und deshalb keine Kettenreaktion einsetzen kann (redundante Sicherheitsmaßnahmen).

Da die abgebrannten Brennelemente hochaktiv sind, muß man die Wiederaufarbeitung in Zellen vornehmen, die durch dicke Betonwände abgeschirmt sind (sog. Heiße Zellen, Wandstärke bis 2 m) (Abb. 8.2.7). Die Arbeiten

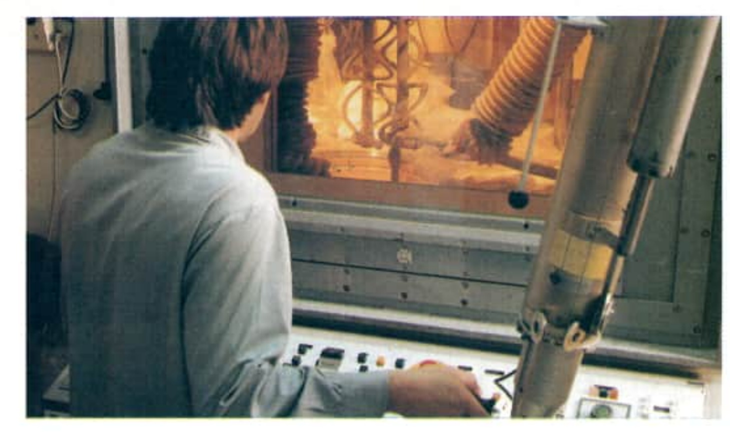


Abb. 8.2.7
Einschluß radioaktiver Abfälle in Zement in einer sog. Heißen Zelle

werden mit Hilfe fernbedienter Werkzeuge (sog. Telemanipulatoren) durchgeführt; sie können durch ein Strahlenschutzfenster aus dickem Bleiglas beobachtet werden.

Alle Maschinen müssen über lange Zeit wartungsfrei arbeiten, da Reparaturen nur möglich sind, wenn der betreffende Raum vorher gründlich von radioaktiven Substanzen gereinigt worden ist (Dekontamination).

Die Betriebsräume der Wiederaufarbeitungsanlage werden mit Hilfe einer besonderen Anlage ständig be- und entlüftet, damit sich keine gasförmigen und leichtflüchtigen radioaktiven Stoffe ansammeln. Außerdem wird im Gebäude ein leichter Unterdruck erzeugt, so daß keine ungefilterte Luft in die Umgebung gelangen kann.
Der gesamte Wiederaufarbeitungsprozeß ist als vereinfachtes Schema in Abb. 8.2.8 dargestellt.

Lagerung der Brennelemente im Kernkraftwerk
Transport der Brennelemente zur Wiederaufarbeitung
Zwischenlagerung der Brennelemente in der Wiederaufarbeitungsanlage
Zerschneiden der Brennelemente
gasförmiger Abfall
Auflösen des bestrahlten Brennstoffs in siedender Salpetersäure
Brennelementschrott
Trenn- und Reinigungsverfahren, Lösungsmittelextraktion in mehreren Zyklen
salpetersaure Lösung von Uran
salpetersaure Lösung von Pu
salpetersaure Lösung der Spaltprodukte und Aktiniden
chem. Verfahren zur Gewinnung von UO_2 und zur Reinigung
Zwischenlager für die hochaktive wärmeentwickelnde Lösung
chem. Verfahren zur Gewinnung von PuO_2 und zur Reinigung
Brennelementherstellung
Konditionieren der Abfälle zu lagerfähigen Produkten

Abb. 8.2.8
Vereinfachtes Schema der Wiederaufarbeitung bestrahlter Brennelemente

8.3 Behandlung radioaktiver Reaktorbetriebsabfälle

Die in abgebrannten Brennstäben vorhandenen Spaltprodukte verursachen mehr als 99 % der Aktivität eines Kernkraftwerkes. Die Spaltprodukte werden erst im Prozeß der Wiederaufarbeitung freigesetzt und chemisch behandelt (vgl. 8.2).

Daneben fallen aber durch Leckagen und Neutronenaktivierung gasförmige, flüssige und feste Reaktorbetriebsabfälle an, die soweit wie möglich zurückgehalten werden.

Um die Aktivität der Abluft und des Abwassers zu verringern, gibt es zwei unterschiedliche Verfahren.

- Verzögerte Abgabe, damit die Radioaktivität von selbst abklingt.

- Abtrennen der Radionuklide durch physikalische sowie chemische Verfahren und Endlagerung dieser Radionuklide.

Behandlung gasförmiger Reaktorbetriebsabfälle

Einige der wichtigsten gasförmigen und leichtflüchtigen Radionuklide, die sich in der Luft des Kraftwerksgebäudes befinden, sind die durch Leckagen entwichenen Spaltprodukte Xe–133, Kr–85 und I–131.

Xe–133 hat nur eine Halbwertszeit von 5,25 d. Es wird in einer Verzögerungsstrecke bis zu 60 d zurückgehalten. Da dann mehr als 10 Halbwertszeiten verstrichen sind, ist die ursprüngliche Aktivität auf weniger als 0,1 % abgeklungen (Abb. 8.3.1).

$$^{133}_{54}\text{Xe} \rightarrow ^{133}_{55}\text{Cs} + ^{0}_{-1}\text{e} + \gamma$$

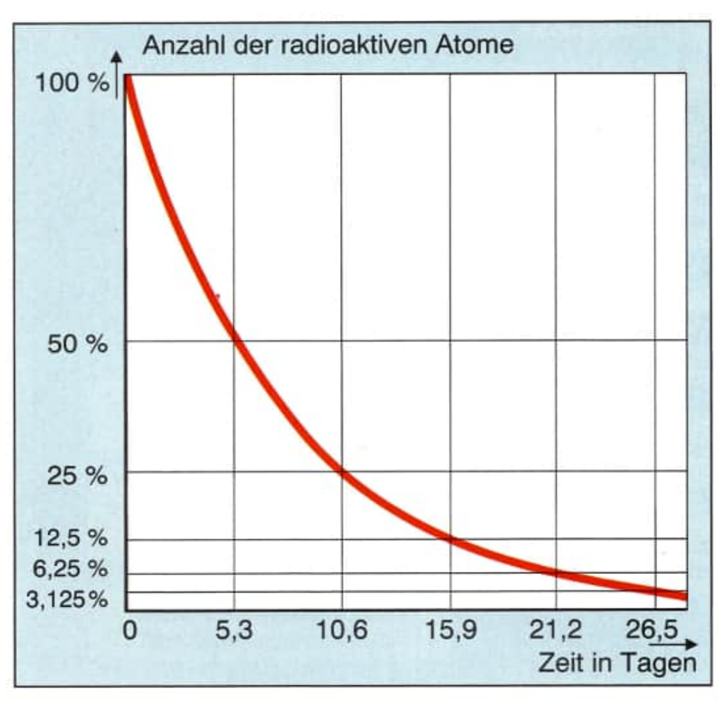


Abb. 8.3.1
Abklingen der Radioaktivität bei Xenon–133

Verzögerungsstrecken bestehen z. B. aus Aktivkohlefiltern. Das Gas wird zunächst in der ersten Filterschicht adsorbiert (Gasmoleküle lagern sich an der Oberfläche von Kohlenstoffpartikeln an). Im Laufe der Zeit bewegen sie sich durch Austausch langsam durch die Kohlefilterstrecke bis zum Abluftkamin [56, S. 29].

Das Spaltprodukt Krypton–85 hat eine Halbwertszeit von 10,76 a. Da es als Edelgas keine chemischen Verbindungen eingeht und sich im Organismus nicht anreichert, besitzt es nur eine geringe Radiotoxizität. Es wird deshalb in genehmigten Mengen und unter laufender Kontrolle in die Atmosphäre geleitet. Der größte Teil des Kr–85 wird ohnehin erst bei der Aufarbeitung der Brennelemente frei und kann durch besondere Verfahren zurückgehalten werden (Lagerung in Gasflaschen).

Der Anteil des I–131 in der Gebäudeluft ist gering. Da dieses Element aber im Gegensatz zu den Edelgasen chemische Verbindungen eingehen kann und außerdem zu den physiologisch bedeutsamen Elementen gehört, wird es durch mehrere hintereinander angeordnete Absolutfilter zurückgehalten. Eine Rückhaltung zu mehr als 99,9 % wird dadurch erreicht, daß die Filter zusätzlich mit Silbernitrat getränkt sind. Bei Kontakt mit Jod entsteht dann Silberjodid, das in den Filtern verbleibt.

In ähnlicher Weise verfährt man mit den Aerosolen, bei denen sich radioaktive Teilchen an Staubpartikel oder Wassertröpfchen angelagert haben (vgl.7.3).

Behandlung flüssiger Reaktorbetriebsabfälle

Aus Undichtigkeiten des Kühlmittelkreises austretendes Wasser sowie Wasser aus Labors, Dekontaminationsanlagen und Waschräumen bilden die flüssigen Reaktorbetriebsabfälle. Auch bei der Abgabe von radioaktiven Flüssigkeiten an die Umgebung gilt, die Strahlenbelastung der Menschen durch innere Strahleneinwirkung so gering wie möglich zu halten.

Die wichtigste Maßnahme besteht darin, der Flüssigkeit die radioaktiven Stoffe zu entziehen. Das geschieht durch Eindampfen (Abdestillieren der Flüssigkeit), Ionenaustausch, Filtration oder chemische Fällung.

Eine Sonderstellung nimmt das Tritium (H–3) ein. Es entsteht bei einem geringen Prozentsatz der Kernspaltungen als drittes Teilchen (außer den beiden Spaltprodukten) und durch Neutronenbestrahlung des Kühlmittels sowie anderer Materialien.

Beispiele:

- $^{1}_{1}\text{H} + ^{1}_{0}\text{n} \rightarrow ^{2}_{1}\text{H} + \gamma$

  $^{2}_{1}\text{H} + ^{1}_{0}\text{n} \rightarrow ^{3}_{1}\text{H} + \gamma$

- $^{10}_{5}\text{B} + ^{1}_{0}\text{n} \rightarrow ^{3}_{1}\text{H} + 2\,^{4}_{2}\text{He}$

- $^{6}_{3}\text{Li} + ^{1}_{0}\text{n} \rightarrow ^{3}_{1}\text{H} + ^{4}_{2}\text{He}$

Das Tritium liegt im wesentlichen als HTO vor (Wassermolekül, dessen Wasserstoffatome die Isotope H–1 und H–3 = T sind). Wegen der relativ langen Halbwertszeit von 12,323 a können keine Verzögerungsstrecken eingesetzt werden.

Da die maximale Energie der vom Tritium ausgesandten Betateilchen aber nur 0,02 MeV beträgt und keine Gammaquanten auftreten, entsteht durch die Abgabe des Tritium an die Umgebung nur eine geringe zusätzliche Strahlenbelastung der Bevölkerung. (Abgabewert für Tritium vgl. 7.3, Tabellen 7.3.1 und 7.3.2)

Behandlung fester Reaktorbetriebsabfälle

Radioaktive Reaktorbetriebsabfälle fallen in Form von Filtern, Ionenaustauschern, Putzlappen, kontaminierter Kleidung, Abfällen von Reparaturen, ausgebauten Steuerstäben und Meßlanzen u. ä. an. Sie werden – falls erforderlich – verbrannt oder verdichtet, um ihr Volumen zu verkleinern. Anschließend schließt man sie in Behältern sicher ein. Nach Zwischenlagerung im Kernkraftwerk ist für sie eine Endlagerung in einem Bergwerk vorgesehen. Der Einschluß in mehreren 100 m Tiefe garantiert, daß die Stoffe mit der Biosphäre nicht mehr in Berührung kommen.

Menge und Zusammensetzung der Abfälle hängen u. a. vom Typ des Kernkraftwerkes, den verwendeten Brennelementen und nicht zuletzt von der Art ab, mit der das System betrieben wird. Bei einem Siedewasserreaktor mit einer elektrischen Leistung von 1 300 MW fallen pro Betriebsjahr etwa

235 m^3 Verdampfer- und Filterkonzentrate,

120 m^3 Putzwolle, Papier, kontaminierte Kleidung und

8 m^3 Filtereinsätze der Abluft- und Abgasreinigung an. [40, S. 1]

Nur etwa 5 % der Reaktorbetriebsabfälle besitzen eine hohe spezifische Aktivität, wobei jedoch die Wärmeproduktion vernachlässigbar gering ist.

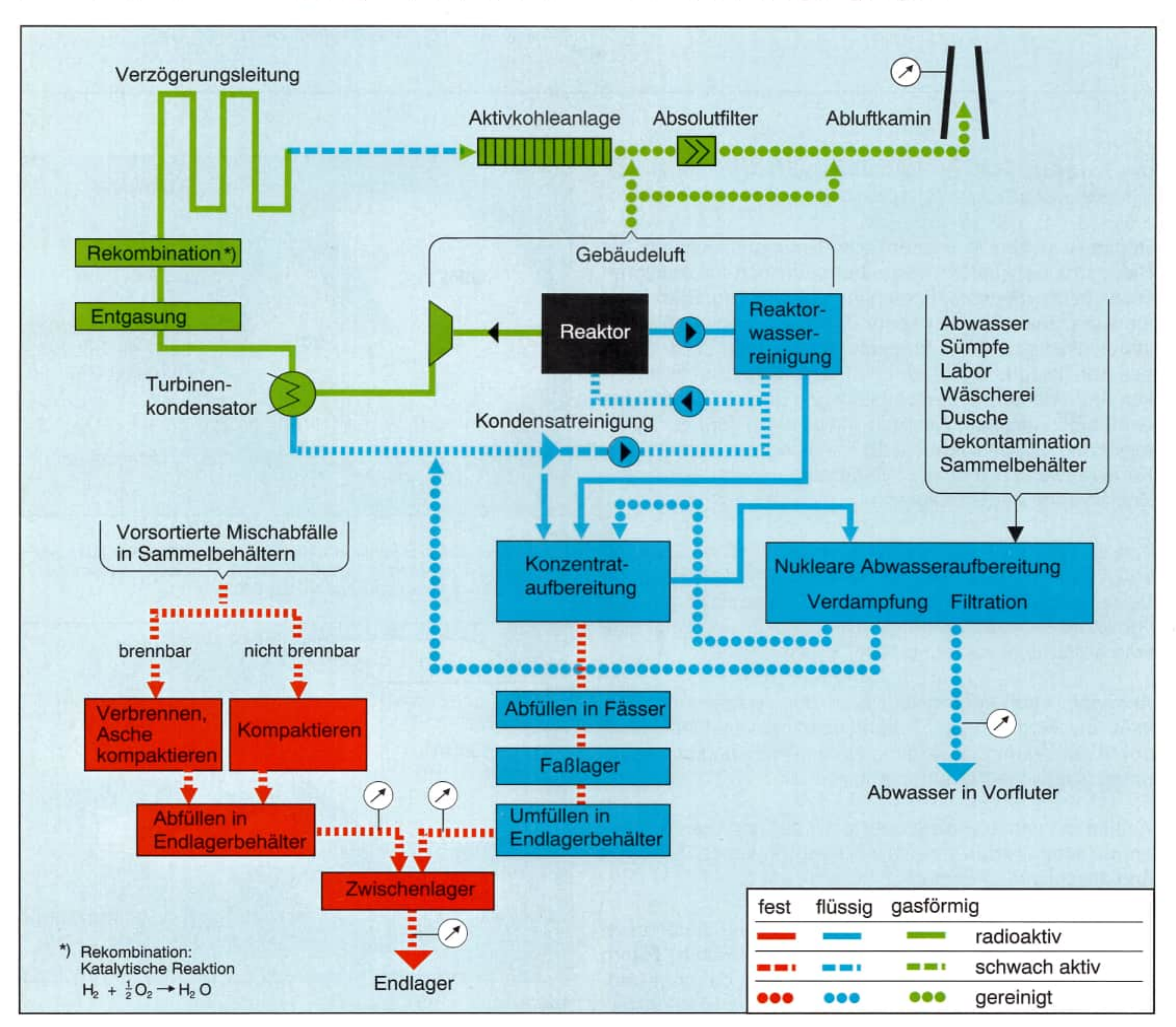


Abb. 8.3.2
Aktivitätsflußschema eines Kernkraftwerkes (Brunsbüttel)



Abb. 8.3.3
Abfüllen schwachaktiver Reaktorbetriebsabfälle in Stahlfässern



Abb. 8.3.4
In Stahlfässern verpackter radioaktiver Abfall wird in der Bereitstellungshalle eines Kernkraftwerkes zwischengelagert

8.4 Behandlung und Endlagerung radioaktiver Abfälle

Radioaktive Abfälle entstehen im Brennstoffkreislauf, als Reaktorbetriebsabfälle sowie beim Einsatz von Radionukliden in der Industrie, Forschung und Medizin. Betrachtet man die Volumia der bereits konditionierten Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung (das sind 95 % des Abfalls), stammen etwa drei Viertel aus Kernkraftwerken und Wiederaufbereitungsanlagen und ein Fünftel aus Großforschungseinrichtungen (Abb. 8.4.1) [85, S. 2]. Im folgenden werden nur die Behandlung der Abfälle aus Kernkraftwerken und der Wiederaufbereitung sowie ihre Endlagerung näher erläutert.

Von einem Kernkraftwerk mit einer elektrischen Leistung von 1 300 MW fallen jährlich etwa 582 m^3 konditionierte Betriebsabfälle und Wiederaufarbeitungsabfälle an. Davon ist nur ein sehr kleiner Anteil hochaktiv und zeigt eine starke Wärmeentwicklung (Abb. 8.4.2).

Abhängig vom Aggregatzustand, der spezifischen Aktivität, der Radiotoxizität (strahlenbedingte Gefährlichkeit) sowie der Wärmeentwicklung werden zur Konditionierung unterschiedliche Verfahren angewandt.

Abfälle mit vernachlässigbarer bzw. nur geringer Wärmeentwicklung werden zunächst in ihrem Volumen verringert und anschließend verpackt.

Aus Flüssigkeiten trennt man die radioaktiven Stoffe durch Verdampfen der nichtaktiven Flüssigkeit, Fällen, Filtern oder Ionenaustausch ab und verfestigt die dabei gewonnenen Rückstände / Konzentrate / Schlämme / Filtermittel / Ionenaustauscherharze in Bitumen oder Zement, die zusätzlich von einem Stahlfaß umschlossen werden.

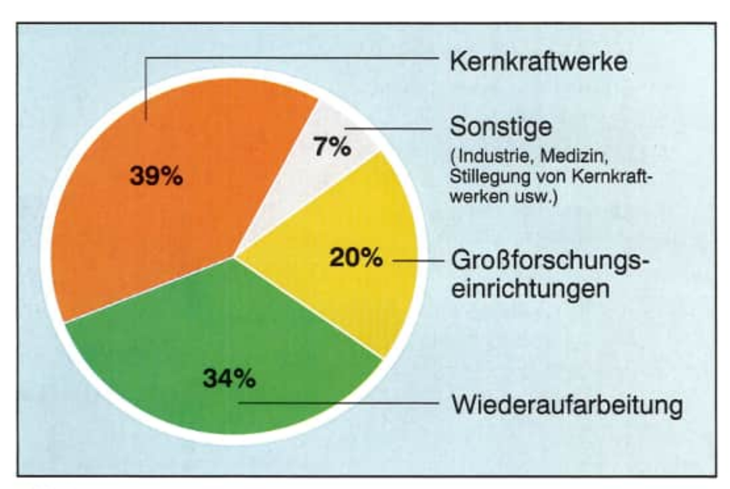


Abb. 8.4.1
Geschätztes Abfallaufkommen in der BRD bis einschließlich zum Jahr 2000 für konditionierte radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung. (Gesamtmenge ca. 220 000 m^3)

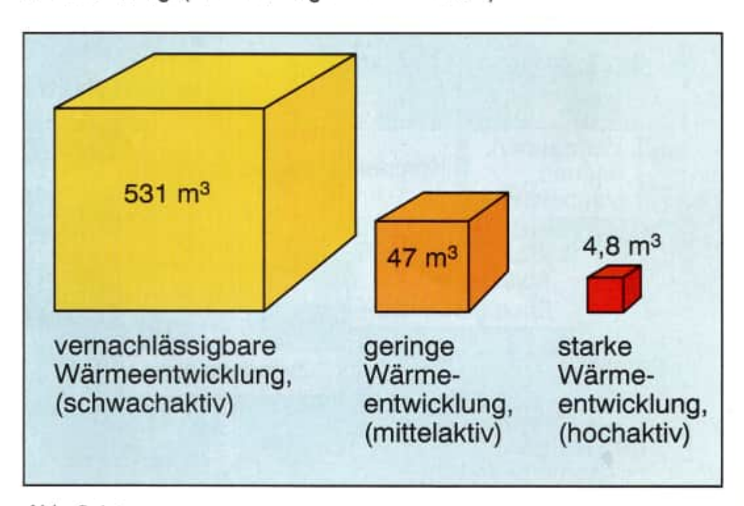


Abb. 8.4.2
Jährliche konditionierte Abfallmengen (Betriebsabfälle, Wiederaufarbeitungsabfälle) eines 1 300 MWe Kernkraftwerkes (Mittelwert aus DWR / SWR) [85, S. 28]

Feste radioaktive Stoffe geringer oder mittlerer Aktivität werden – soweit brennbar – verascht, ansonsten zerkleinert und gepreßt. Anschließend verpackt man sie in Fässern oder Containern, wobei zusätzlich eine Fixierung an Beton oder Bitumen vorgenommen wird.

Hochaktive Abfälle mit starker Wärmeentwicklung fallen als wäßrige Lösung in Wiederaufarbeitungsanlagen an. Sie enthält mehr als 99 % der Spaltprodukte sowie Reste von Uran, Plutonium und Aktiniden.

Zunächst wird die salpetersaure Lösung in Verdampfern aufkonzentriert und in Edelstahltanks der Wiederaufarbeitungsanlage gelagert. Nach fünfjähriger Lagerzeit ist die spezifische Wärmeleistung pro kg Spaltprodukt von 1kW auf weniger als 0,06 kW abgesunken. Eine Überführung der dann immer noch hochaktiven Spaltproduktlösung in eine endlagerungsfähige Form ist dadurch besser möglich. Dabei werden an den Endlagerkörper eine Reihe von Anforderungen gestellt:

- Gute mechanische Festigkeit,
- hohe Resistenz gegenüber Auslaugung,
- gute Wärmebeständigkeit und Wärmeleitfähigkeit,
- hohe Beständigkeit gegenüber ionisierenden Strahlen.

Glas erfüllt diese Bedingungen am besten. Hochaktive Spaltprodukte mit starker Wärmeentwicklung werden deshalb mit glasbildenden Stoffen gemischt und daraus Glasblöcke geschmolzen (Abb. 8.4.3 u. 8.4.4). Zusätzlich mit Edelstahl umkleidet lassen sie sich dann sehr gut endlagern.

Die hochaktiven Spaltprodukte müssen mehr als 1 000 Jahre sicher im Glas eingeschlossen bleiben. In dieser Zeit darf der Glaskörper durch Temperaturerhöhung und Bestrahlung seine Beständigkeit nicht verlieren. Die Strahlungsbeständigkeit prüft man dadurch, daß in einer Art Zeitrafferexperiment das Glas in kurzer Zeit mit sehr hohen Strahlendosen geprüft wird.

Die in einem Kernkraftwerk und in der Wiederaufarbeitungsanlage anfallenden Aerosole und leichtflüchtigen Halogene werden durch Filter zurückgehalten und diese dann als feste radioaktive Abfälle behandelt.

Das bei Kernspaltungen entstandene Krypton–85 ist ein Edelgas. Seine Radiotoxizität ist sehr gering. Die in Kernkraftwerken frei werdenden sehr geringen Mengen können kontrolliert an die Umgebung abgegeben werden (vgl. 7.3 u. 8.3). Bei der Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente fallen aber sehr große Mengen an, die durch Abkühlen auf sehr tiefe Temperaturen aus der Luft abgetrennt und in Stahlflaschen gelagert werden. Es sind Lagerzeiten von etwa 100 Jahren vorgesehen.

Das entstandene Tritium, das in der Regel als HTO vorliegt, kann an Zement gebunden und dann endgelagert werden oder man verpreßt es in tiefe geologische Schichten.



Abb. 8.4.4
Apparatur zur Herstellung von Glasblöcken

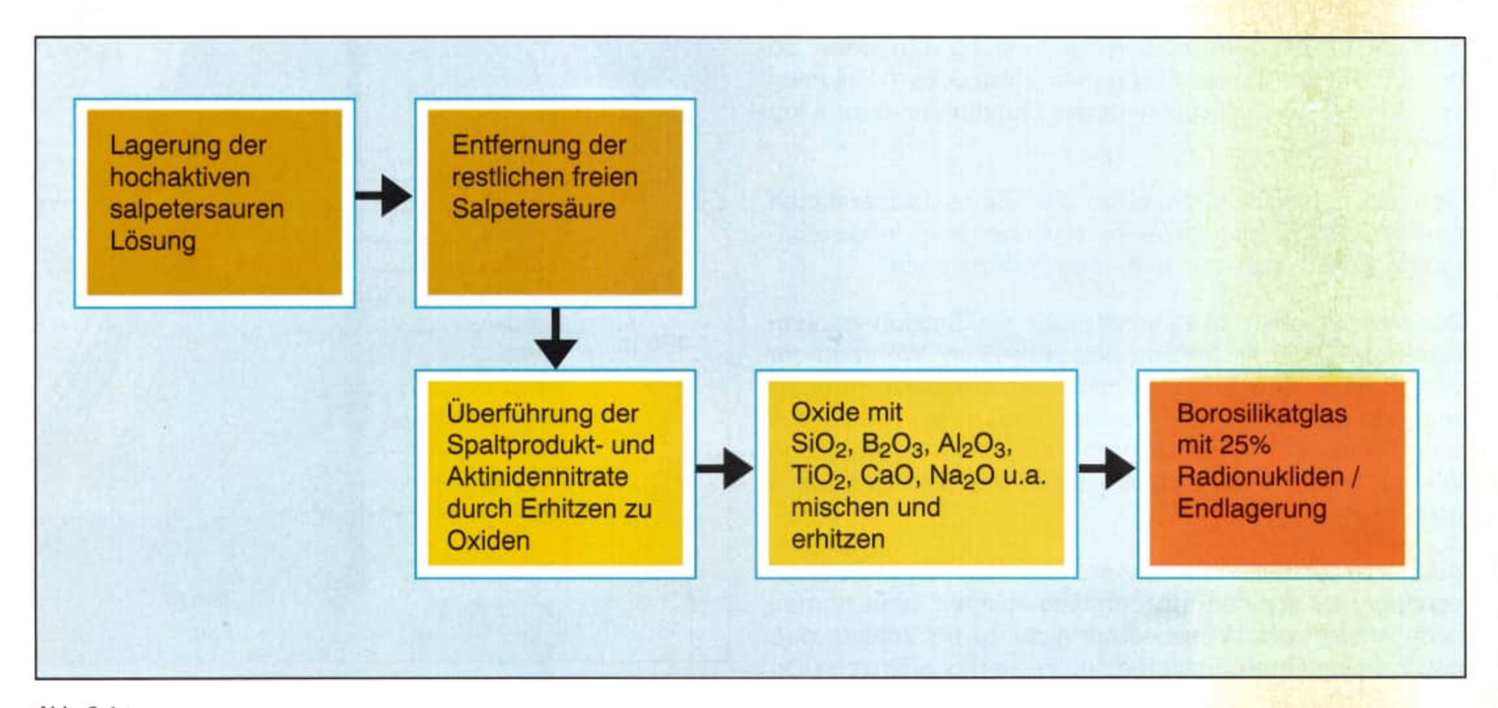


Abb. 8.4.3
Vereinfachtes Verfahrensschema zur Konditionierung hochaktiver, wärmeentwickelnder Spaltproduktlösung

In der Bundesrepublik soll die Endlagerung in geeigneten geologischen Strukturen vorgenommen werden. Für radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung ist dafür das ehemalige Eisenerzbergwerk Schacht Konrad bei Salzgitter vorgesehen. Es wird für etwa 400 000 m³ konditionierten Abfall ausreichen. Die Temperatur des umgebenden Gesteins wird durch die eingelagerten Gebinde um weniger als 3 °C ansteigen. Nach Abschluß verschiedener Prüfverfahren und Umbauten ist mit ersten Einlagerungen gegen Ende der 90er Jahre zu rechnen. Die Lagerkapazität reicht für etwa 40 Jahre.

Wenn sich der z. Z. untersuchte Salzstock Gorleben als geeignet erweist, sollen in einem darin angelegten Endlager alle Arten von radioaktiven Abfällen, besonders aber hochaktive wärmeentwickelnde Abfälle, untergebracht werden. Die Inbetriebnahme ist für das erste Jahrzehnt des kommenden Jahrhunderts vorgesehen. Es wird dann etwa 50 Jahre radioaktive Abfälle aufnehmen können.

Im Salzbergwerk Asse II bei Wolfenbüttel wurden und werden Verfahren und Techniken zur Endlagerung radioaktiver Abfälle untersucht und erprobt. Bis 1978 wurde es auch als Endlager, danach nur noch als Forschungsbergwerk verwendet. Die im folgenden beschriebenen Einlagerungsverfahren stammen aus Erprobungen im Salzbergwerk Asse II.

Es sprechen mehrere Gründe dafür, Steinsalzlagerstätten für die Endlagerung radioaktiver Abfälle zu bevorzugen [18, S. 10]:

- Steinsalzformationen gestatten die Anlage über lange Zeiträume standfester Hohlräume. Im Salzbergwerk Asse II sind z. B. über 100 Abbaukammern mit einem Hohlraumvolumen von insgesamt über 2,5 Millionen m³ vorhanden.

- Steinsalzlagerstätten stehen nicht mit dem Grundwasser in Verbindung. Obwohl Steinsalz wasserlöslich ist, existieren die Lagerstätten in Deutschland seit 200 Millionen Jahren.

- Steinsalz besitzt eine große Plastizität. Entstandene Spalten schließen sich wieder von selbst. Die Salzformation bleibt dadurch dicht gegenüber Wasser und Gasen.

- Steinsalz verfügt über eine gute Wärmeleitfähigkeit. Die beim Zerfall der Spaltprodukte entstehende Wärme wird somit relativ gut abgeführt.

- In der Bundesrepublik sind Salzlagerstätten in großer Zahl und mit der notwendigen Ausdehnung vorhanden. So hat z. B. der bei Gorleben liegende Salzstock ein Volumen von 80 km³. Das entspricht einem Quader von über 4 km Kantenlänge.

Daß die geologische Stabilität der Steinsalzlagerstätten den Abschluß radioaktiver Abfälle über sehr lange Zeiträume sichert, geht aus ihrer Geschichte hervor.

Der Wissenschaft ist bekannt, daß die Salzformationen eine hohe geologische Stabilität aufweisen. Während der vergangenen über 100 Millionen Jahre stand das darüberliegende Land im Tertiär dreimal für Millionen von Jahren unter Wasser. Im Quartär war das Gebiet von Eis und Wasser bedeckt, trotzdem existieren die Salzlagerstätten noch heute.

Selbst wenn man von dem hypothetischen Fall eines Wassereinbruchs in eine Endlagerstätte ausgeht, braucht man nach Ansicht der Wissenschaft nicht zu befürchten, daß die dort gelagerten Spaltprodukte in die Biosphäre zurückgelangen. Zum einen würde die teilweise Auslaugung der in Glas geschmolzenen hochaktiven Abfälle einige tau-

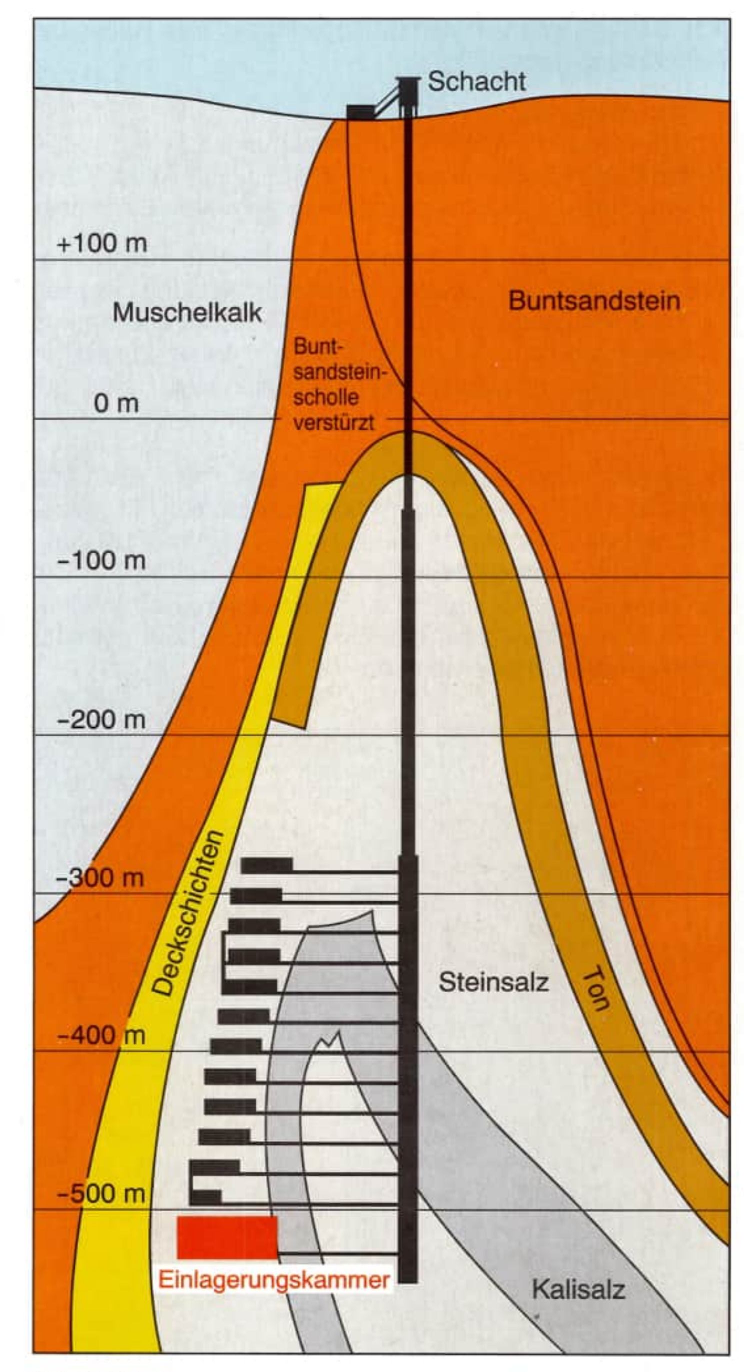


Abb. 8.4.5
Endlagerung radioaktiver Abfälle in geeigneten geologischen Strukturen (Beispiel: Forschungsbergwerk Salzbergwerk Asse II)

send Jahre dauern, zum anderen würden die im Wasser gelösten und dann noch nicht zerfallenen Radionuklide in den vorgesehenen Lagertiefen nur sehr langsam mit dem Grundwasserstrom transportiert werden. Es würde sich dann nur noch um Reste der ursprünglichen Aktivität handeln, die die Oberflächengewässer erreichen [18, S. 30 f.].

Im Salzbergwerk Asse II sind bis Ende 1978 schwachaktive und mittelaktive Abfälle eingelagert worden. Für hochaktive Abfälle hat man bisher noch keine Endlagerungsmöglichkeiten geschaffen, da derartige Abfälle bislang nur in geringen Mengen angefallen sind.

Schwachaktive Abfälle wurden für den Transport und die Lagerung in 200 l- oder 400 l-Stahlblechfässer (Standardbehälter) gefüllt und manchmal zusätzlich in Betonbehältern untergebracht.

Bei der Versuchs-Endlagerung in den Abbaukammern im Salzbergwerk Asse II wurden sie übereinander gestapelt oder in Hohlräume gekippt und mit Salz bedeckt. Bis 1978 sind über 120 000 Behälter mit schwachaktiven Abfällen im Salzbergwerk Asse II eingelagert worden (Abb. 8.4.6 u. 8.4.7).



Abb. 8.4.6
Blick in eine Lagerkammer im Salzbergwerk Asse II (Abkipptechnik)



Abb. 8.4.7
Blick in eine Lagerkammer im Salzbergwerk Asse II (Stapeltechnik)

Mittelaktive Abfälle wurden in Bitumen oder Beton eingebunden, um sie gegen Auslaugung zu sichern. Anschließend verpackte man sie ebenfalls in Stahlfässern. Wegen der höheren Aktivität mußten diese Behälter mit einer Abschirmung transportiert bzw. gehandhabt werden. Ein Betreten der Lagerkammer ist daher nicht möglich.

Bei der Lagerung mittelaktiver Abfälle ist im Salzbergwerk Asse II folgende Technik angewandt worden:

Von einer Beschickungskammer wurde der Behälter direkt aus dem Abschirmbehälter ferngesteuert in eine hermetisch abgeschlossene Einlagerungskammer hinabgelassen. Der Endlagerungsvorgang ließ sich über eine Fernsehkamera oder ein Bleiglasfenster in der Strahlenschutzmauer beobachten. Um zu verhindern, daß radioaktiver Staub oder Aerosole die Lagerkammer verlassen, wurde die Luft aus der Lagerkammer abgesaugt und gereinigt (Abb. 8.4.8 u. 8.4.9) [18, S. 22 f.].

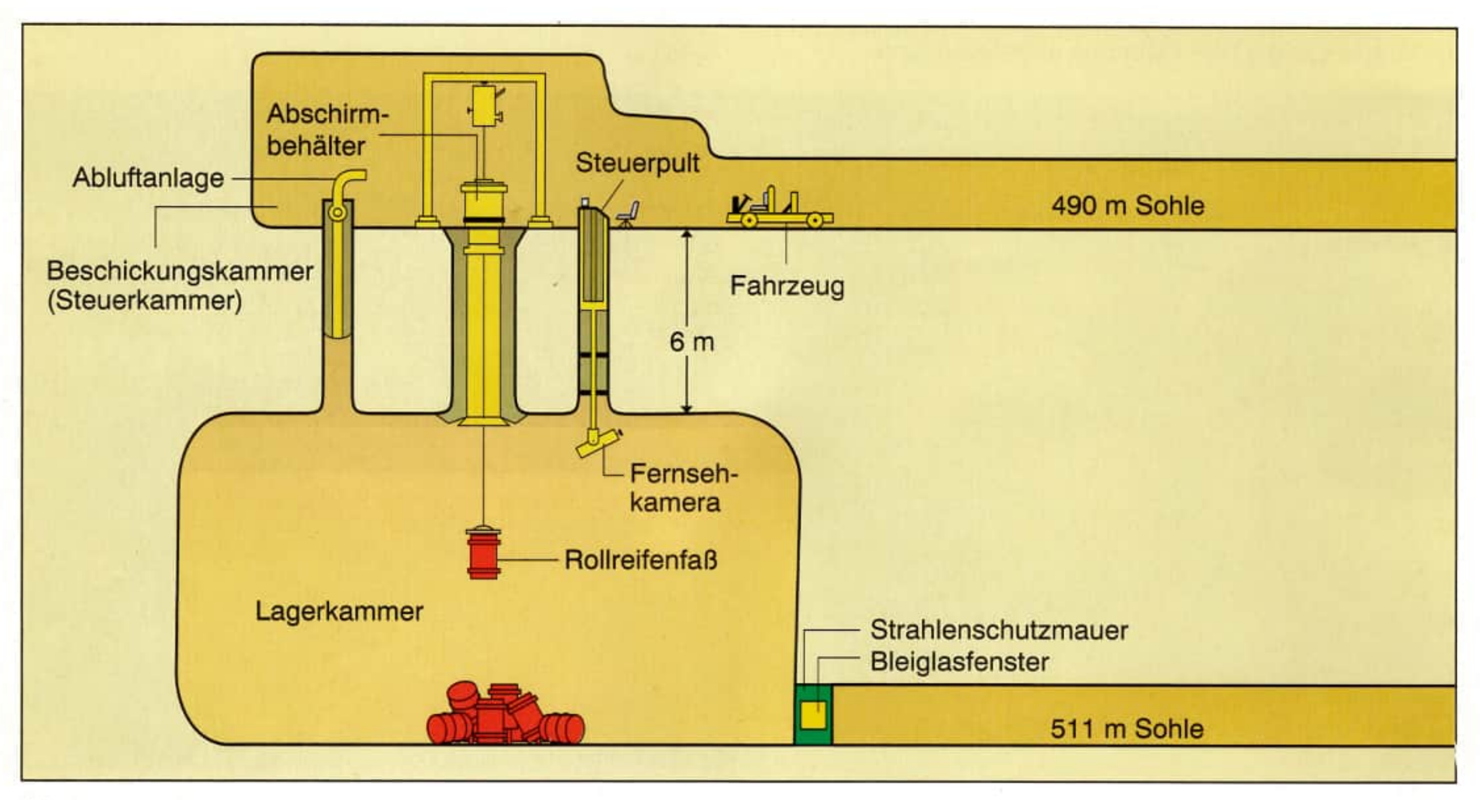


Abb. 8.4.8
Schematische Darstellung der Einlagerung mittelaktiver Abfälle im Salzbergwerk Asse II



Abb. 8.4.9
Transportwagen und Abschirmbehälter in der Steuerkammer oberhalb der Lagerkammer

Bis Ende 1978 hat man 1289 Fässer mit mittelaktiven Abfällen eingelagert.

Hochaktive Abfälle fallen bei der Wiederaufarbeitung bestrahlter Brennelemente in Form hochaktiver flüssiger Spaltproduktkonzentrate an. Diese Flüssigkeiten werden z.Zt. in gekühlten Tanks gelagert. Um diese Konzentrate zu verfestigen, sind Verglasungsverfahren entwickelt worden. Glas eignet sich deshalb für einen Einschluß der radioaktiven Substanzen, weil es auch bei hohen Temperaturen beständig ist und eine außerordentlich geringe Löslichkeit bzw. chemische Reaktionsfähigkeit besitzt.

Ein Konzept sieht vor, zylindrische Glaskörper mit einem Durchmesser von 0,3 m und einer Länge von etwa 1 m herzustellen.

Im Rahmen eines Forschungs- und Entwicklungsprogramms ist untersucht worden, in welcher Lagergeometrie die Wärme vom umgebenden Salz am besten abgeleitet wird. Dazu sind simulierende Versuche mit elektrisch beheizten, nichtaktiven Probekörpern durchgeführt worden.

Als optimale Anordnung für die 50 m tiefen Bohrlöcher, die mit den Glasblöcken gefüllt werden sollen, wurde ein Abstand von 10 bis 20 m ermittelt (Abb. 8.4.10). Die Temperatur im Innern des Glases läge dann bei maximal 350 °C, an seiner Oberfläche bei ca. 200 °C.

Weitere Untersuchungen sind notwendig, bis mit einer versuchsweisen Einlagerung radioaktiver, rückholbarer Glasblöcke begonnen werden kann. Dafür steht insofern genügend Zeit zur Verfügung, als zur Zeit jährlich nur etwa 23 Tonnen hochaktive Spaltprodukte anfallen. Durch Konditionierung würden daraus maximal 100 m^3 Glas (Würfel mit der Kantenlänge von 4,65 m).

Die Aktivität der Glasblöcke klingt in etwa 500 Jahren auf 0,01 % der Anfangsaktivität ab. Von dieser Zeit an wird die Aktivität dann im wesentlichen durch die Aktiniden verursacht (Elemente mit den Kernladungszahlen 90 bis 104) [49, S. 106 f.].

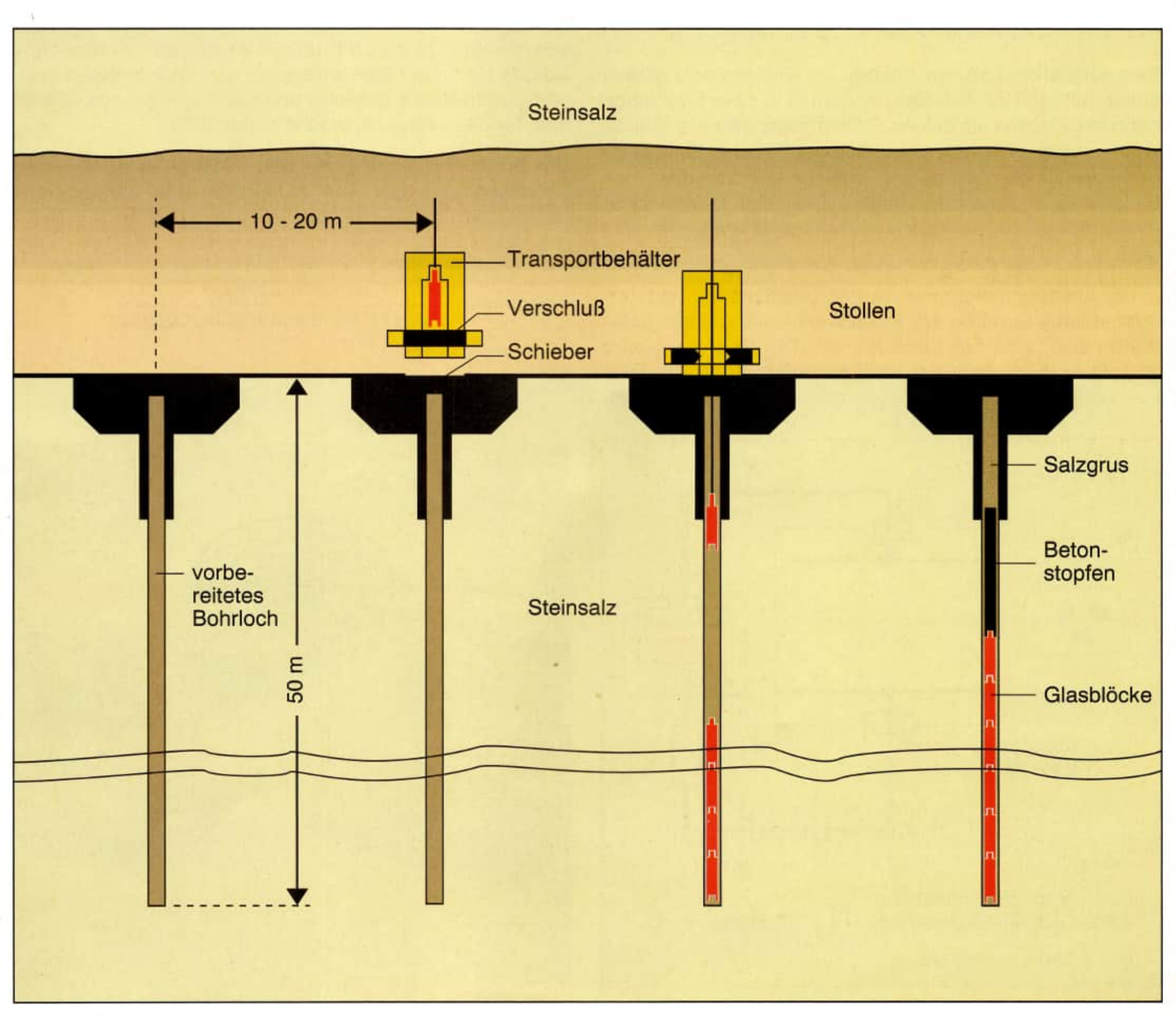


Abb. 8.4.10
Geplante Einlagerung von Glasblöcken mit hochaktivem Abfall

9 Strahlenmessung und die Strahlenbelastung des Menschen

Der Mensch besitzt kein Sinnesorgan für ionisierende Strahlen. Sie lassen sich nur mit Hilfe besonderer Meßinstrumente nachweisen. Alle Strahlenschutzmaßnahmen müssen deshalb ständig von Strahlenmessungen begleitet werden.

Strahlenmessungen sind nur möglich, wenn Wechselwirkungen der Strahlung mit Materie stattfinden. Erst wenn die Strahlung eine nachweisbare Veränderung hervorruft, kann diese erfaßt werden. Der Grad der Veränderung ist dann ein Maß für die Intensität der verursachenden Strahlung. Einige besonders wichtige Meßverfahren werden hier in vereinfachter Form vorgestellt.

9.1 Ionisationskammer und Ionendosis

Eine Ionisationskammer besteht im einfachsten Fall aus einem luftgefüllten Behälter, in dem sich zwei Elektroden befinden. Sie sind über einen Strommesser mit einer Gleichspannungsquelle verbunden. Gelangt Strahlung in das Innere, werden Ionen erzeugt, und die Luft zwischen den Elektroden wird elektrisch leitend. Daraufhin kommt es zu einem Stromfluß, der durch ein Meßgerät angezeigt wird (Abb. 9.1.1 u. 9.1.2).

In der Ionisationskammer werden positives Ion und herausgelöstes Elektron zur jeweils entgegengesetzt geladenen Elektrode hin beschleunigt. Die Spannung wird gerade so hoch gewählt, daß einerseits Ion und Elektron nicht mehr rekombinieren (sich wieder vereinigen) können, andererseits aber die Beschleunigung zu den Elektroden nicht so stark ist, daß durch Zusammenstöße mit Stickstoff- und Sauerstoffmolekülen der Luft weitere Ionisationen ausgelöst werden. Die Stromstärke ist dann allein der Anzahl der primär erzeugten Ionen bzw. Elektronen proportional. Die Stromstärken werden verstärkt und an einem Meßgerät mit geeigneter Skala angezeigt.

Zum Nachweis von Alpha- und Betateilchen werden die Wände der Ionisationskammer aus sehr dünnem Material hergestellt, damit die Teilchen möglichst ungehindert in das Innere gelangen können. Bei Gammaquanten wählt man dagegen dickere Wände, damit die Gammaquanten aus den Atomen der Kammerwand Elektronen herauslösen, die dann in der Luft weitere Ionisationen hervorrufen. Soll die Kammer näherungsweise den Verhältnissen in einem organischen Gewebe angepaßt werden, verwendet man für den Aufbau spezielle Kunststoffe.

Die durch Strahlung erzeugten Elektronen stellen eine Ladungsmenge dar. Die Ionendosis gibt die erzeugte Ladung pro Masse der durchstrahlten Luft an (t = 0 °C; p = 1 013 hPa).

$$\text{Ionendosis} = \frac{\text{erzeugte Ladung}}{\text{Masse der durchstrahlten Luft}}$$

$$I = \frac{Q}{m}$$

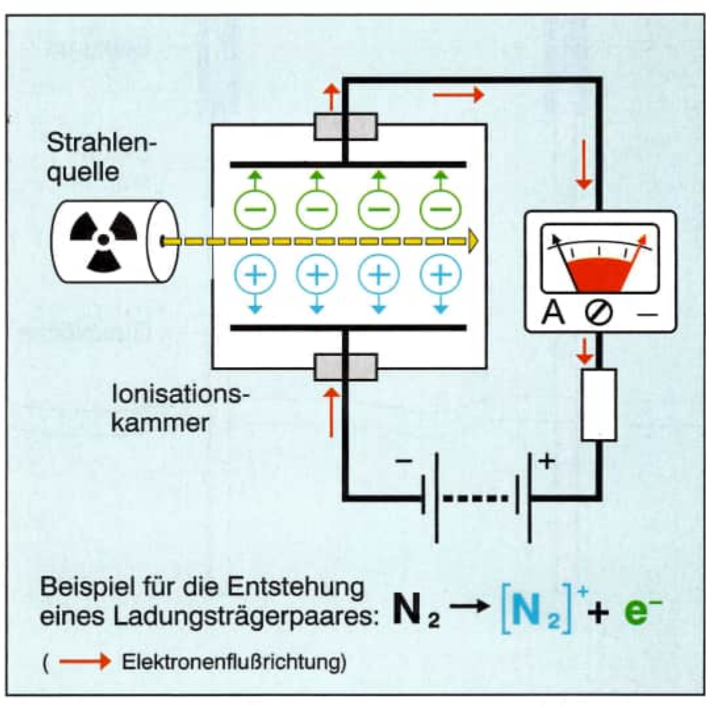


Abb. 9.1.1
Prinzipieller Aufbau einer Ionisationskammer



Abb. 9.1.2
Meßgerät mit Ionisationskammer zur Untersuchung eines Strahlenfeldes

Wenn in 1 kg Luft durch ionisierende Strahlen soviele Ionen bzw. freie Elektronen erzeugt werden, daß im angeschlossenen Leiterkreis 1 Sekunde lang ein Strom von 1 A fließt, beträgt die Ionendosis

$$I = \frac{1\ \mathrm{A} \cdot 1\ \mathrm{s}}{1\ \mathrm{kg}}$$

Da 1 A · 1 s = 1 C ist, ergibt sich als Einheit für die Ionendosis

$$I = \frac{1\ \mathrm{C}}{1\ \mathrm{kg}} = \frac{10^{-3}\ \mathrm{C}}{1\ \mathrm{g}}$$

Das entspricht $6{,}25 \cdot 10^{18}$ Elektronen bzw. Ionen pro 1 kg Luft oder $8{,}071 \cdot 10^{12}$ Ladungsträgerpaare pro 1 cm^3 Luft.

Bisher wurde die Ionendosis in Röntgen (R) gemessen. Für Umrechnungen gilt:

$$1\ \mathrm{R} = \frac{2{,}58 \cdot 10^{-4}\ \mathrm{C}}{1\ \mathrm{kg}} \qquad \frac{1\ \mathrm{C}}{1\ \mathrm{kg}} = 3{,}88 \cdot 10^{3}\ \mathrm{R}$$

9.2 Energiedosis

In Luft wird zur Bildung eines Ladungsträgerpaares die Energie von 34 eV benötigt. Da der Quotient 1 C / 1 kg Auskunft darüber gibt, wieviel Paare erzeugt worden sind, läßt sich auch die Energie berechnen, die dafür notwendig war.

Statt die erzeugte Ladung oder die erzeugten Ladungsträgerpaare anzugeben, kann man also auch die Energie betrachten, die bei der Ionisation auf die Luftmoleküle übertragen worden ist. Die übertragenen Energiewerte sind jedoch selbst bei größeren Strahlendosen so klein, daß man eine Temperaturerhöhung der Luft auch mit den empfindlichsten Thermometern nicht feststellen könnte. Die jeweils übertragene Energie muß also stets aus der Ionendosis berechnet werden.

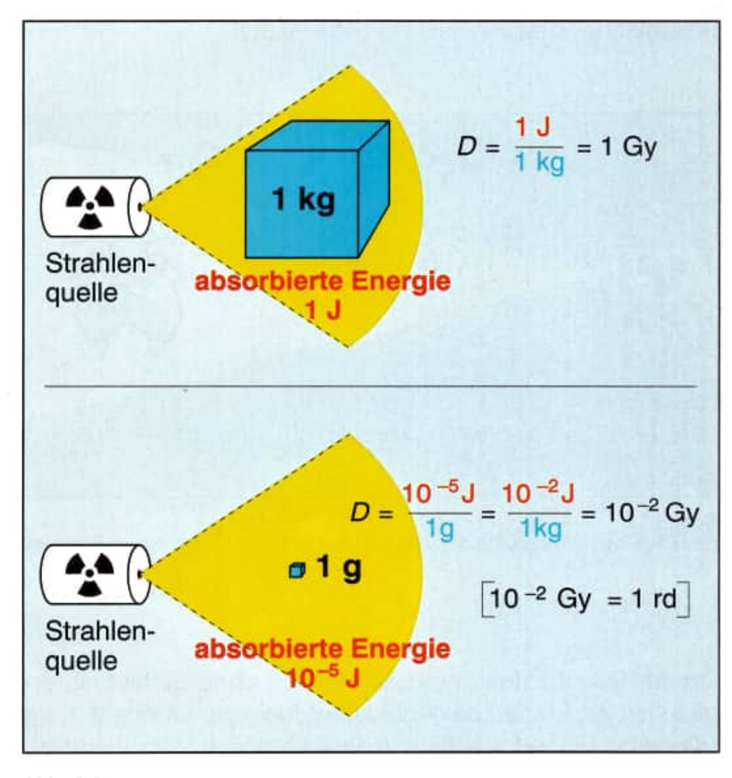


Abb. 9.2.1
Veranschaulichung der Einheit für die Energiedosis *D*

Die von einem Stoff aufgenommene Energie kann ebenfalls als Maß für die physikalische Strahlenwirkung verwendet werden. Dafür ist die Energiedosis definiert worden.

Die Energiedosis einer ionisierenden Strahlung gibt die pro Masse eines durchstrahlten Stoffes absorbierte Energie an.

$$\text{Energiedosis} = \frac{\text{absorbierte Strahlungsenergie}}{\text{Masse}}$$

$$D = \frac{W}{m}$$

Bei der in Abb. 9.2.1 dargestellten Energiedosis wird von der Masse 1 kg eine Energie von 1 J absorbiert. Der Quotient 1 J / 1 kg wird als Einheit für die Energiedosis verwendet. Als besonderer Einheitenname für die Energiedosis wurde das Gray (Gy) eingesetzt.

$$1\ \mathrm{Gy} = \frac{1\ \mathrm{J}}{1\ \mathrm{kg}}$$

Die Energiedosis wurde bisher in der Einheit Rad (rd) gemessen. Das Wort Rad ergibt sich aus den Anfangsbuchstaben der englischen Wörter „**r**adiation **a**bsorbed **d**ose". Die Einheit Rad ist seit 1986 im amtlichen Verkehr nicht mehr zulässig. Für Umrechnungen gilt:

$$1\ \mathrm{rd} = 10^{-2}\ \mathrm{Gy}$$

Für Röntgen- und Gammastrahlen mit Energien zwischen 0,2 MeV und 3 MeV gilt für Wasser und weiches Gewebe, daß der Ionendosis von 1 R die Energiedosis von etwa 10^{-2} Gy entspricht.

9.3 Die Äquivalentdosis

Ionisierende Strahlen können nur dann eine biologische Wirkung hervorrufen, wenn vom bestrahlten Objekt Energie aufgenommen worden ist.

Dabei gilt:
Je größer die Energieaufnahme, desto größer ist auch die Wirkung.

Mit der Energiedosis allein kann jedoch die biologische Strahlenwirkung nicht beurteilt werden. Es zeigt sich nämlich, daß bei gleichen Energiedosen, aber unterschiedlichen Strahlenarten, die hervorgerufenen Effekte unterschiedlich sein können.

Wird z. B. von zwei gleichen biologischen Objekten das

eine mit Alphastrahlen, das andere mit Betastrahlen bestrahlt und nehmen beide Objekte gleich viel Energie auf, so sind die durch die Alphastrahlen hervorgerufenen biologischen Strahlenwirkungen etwa 20 mal größer (Abb. 9.3.1).

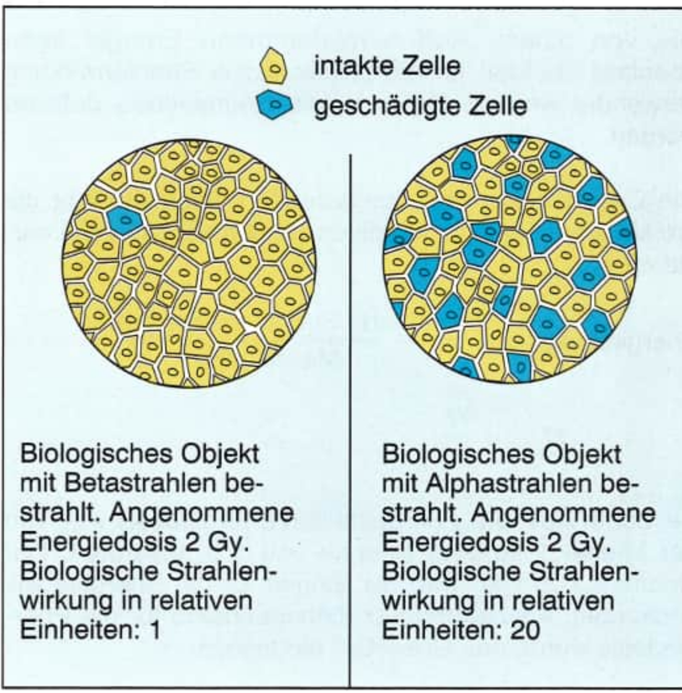


Abb. 9.3.1
Bei gleicher Energiedosis rufen Alphastrahlen eine 20mal größere biologische Wirkung hervor als Betastrahlen (stark vereinfachte Darstellung eines Zellgewebes)

Setzt man dagegen zwei gleiche biologische Objekte solange einer Alpha- bzw. einer Betastrahlung aus, daß gleiche biologische Wirkungen auftreten, sind die aufgenommenen Energiedosen unterschiedlich (Abb. 9.3.2).

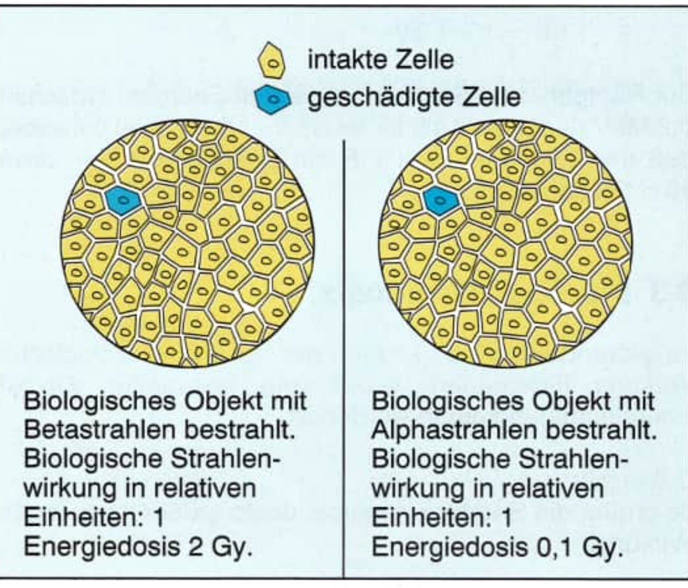


Abb. 9.3.2
Die aufgenommenen Energiedosen sind unterschiedlich, wenn Alpha- und Betastrahlen gleiche biologische Wirkungen hervorrufen (vereinfachte Darstellung eines Zellgewebes)

Die größere biologische Wirkung von Alphastrahlen kann durch die größere Anzahl erzeugter Ionen bzw. Anregungen pro Weglänge erklärt werden. Ein Alphateilchen führt in einem Zellgewebe auf einer bestimmten Strecke zu etwa 1000mal mehr Wechselwirkungen als ein Betateilchen. Eine dichtere Ionisierung in einem kleinen Bereich ist viel schädlicher als eine gleich große Anzahl von Ionisationen, die auf einen größeren Bereich verteilt sind.

Zur Berücksichtigung der unterschiedlichen biologischen Wirkung der verschiedenen Strahlenarten sind Qualitätsfaktoren $\bar{Q}$ festgelegt worden. Es sind aus Experimenten gewonnene Erfahrungswerte (Tabelle 9.3.1).

Strahlenarten	$\bar{Q}$
Röntgen- und Gammastrahlung, Betastrahlung	1
Neutronenstrahlung	10
Alphastrahlung aus Radionukliden	20

Tabelle 9.3.1
Werte des effektiven Qualitätsfaktors $\bar{Q}$

Das Produkt aus der Energiedosis D und dem Qualitätsfaktor $\bar{Q}$ nennt man die Äquivalentdosis H.

$$H = D \cdot \bar{Q}$$

Die biologische Strahlenwirkung ist nur dann ausschließlich von Energiedosis und Strahlenart abhängig, wenn einheitliche Versuchsbedingungen vorliegen.

Je höher die Energiedosis und je größer der Qualitätsfaktor ist, desto größer ist die Äquivalentdosis und damit die biologische Strahlenwirkung (Abb. 9.3.3).

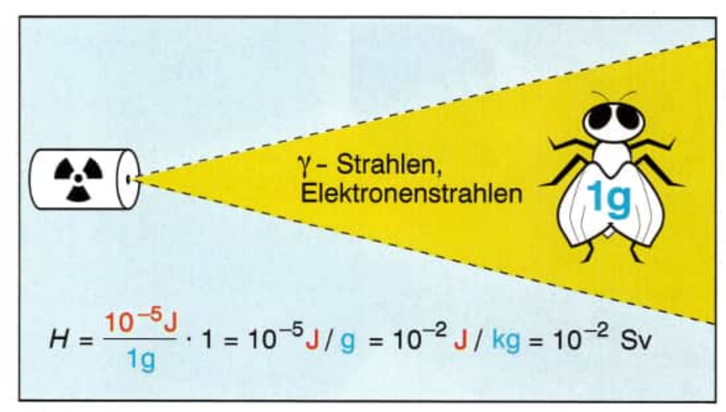


Abb. 9.3.3
Berechnung der Äquivalentsdosis bei Gammastrahlen an einem Beispiel

Da der Qualitätsfaktor ein Zahlenwert ohne Einheit ist, ergibt sich als Einheit der Äquivalentdosis der Quotient J / kg (dieselbe Einheit wie für die Energiedosis). Um kenntlich zu machen, daß eine Dosis eine Äquivalentdosis ist, wird der Einheitenname Sievert (Sv) benutzt.

Als Einheit der Äquivalentdosis diente früher das Rem (rem = röntgen equivalent man). 1 rem entsprach der Energiedosis von 1 rd, multipliziert mit dem Qualitätsfaktor 1.

Für Umrechnungen gilt:

1 rem = 0,01 Sv 100 rem = 1 Sv

1 mrem = 0,01 mSv 100 mrem = 1 mSv

Bei der Äquivalentdosisleistung wird die Äquivalentdosis auf eine bestimmte Zeitspanne bezogen, z. B.:

Sv/h (rem/h), Sv/d (rem/d), Sv/a (rem/a).

Bei externen und internen Bestrahlungen von Menschen werden einzelne Organe bzw. Gewebebereiche unterschiedlich belastet. Da ihre Strahlenempfindlichkeit z. T. erhebliche Unterschiede aufweist, liefern Organ- bzw. Teilkörperdosen unterschiedliche Beiträge zum strahlenbedingten Gesamtrisiko (was die Wahrscheinlichkeit für das Eintreten eines Schadens betrifft, z. B. Krebs, Leukämie).

Zur Berechnung des tatsächlichen (effektiven) Strahlenrisikos hat man deshalb für Organe und Gewebe Wichtungsfaktoren festgelegt. Mit ihnen werden die Beiträge zur effektiven Äquivalentdosis berechnet. Dazu multipliziert man die einzelnen Organdosiswerte mit den Wichtungsfaktoren und addiert anschließend die erhaltenen Produkte.

Organ / Gewebe	Wichtungsfaktor
Keimdrüsen	0,25
Brust	0,15
rotes Knochenmark	0,12
Lunge	0,12
Schilddrüse	0,03
Knochenoberfläche	0,03
Übrige Organe und Gewebe (Es werden nur die 5 am stärksten belasteten Organe oder Gewebe berücksichtigt)	0,30

Tabelle 9.3.2
Wichtungsfaktoren zur Berechnung der effektiven Äquivalentdosis

Angenommenes Beispiel:

Durch Aufnahme von I–131 mit der Nahrung ist die Schilddrüse einer Person mit 100 mSv belastet worden. Es ergibt sich dann eine effektive Äquivalentdosis

$$H_e = 100 \text{ mSv} \cdot 0{,}03 = 3 \text{ mSv (300 mrem)}.$$

Bei einer Ganzkörperbestrahlung mit 3 mSv ergäbe sich das gleiche Schadensrisiko.

9.4 Somatische und genetische Schäden

Bei den Schäden, die ionisierende Strahlen an Organismen hervorrufen, unterscheidet man zwischen somatischen und genetischen Schäden. Die somatischen Schäden unterteilt man in Früh- und Spätschäden, letztere noch einmal in maligne (bösartig wuchernde) und nichtmaligne (nicht bösartig wuchernde) Spätschäden (Abb. 9.4.1).

Somatische Schäden treten nur bei dem bestrahlten Individuum auf (soma = Körper). Dabei kann auch eine Veränderung der Erbträger in den bestrahlten Zellen die Ursache sein.

Damit Frühschäden nach Stunden oder spätestens nach einigen Wochen nach der Bestrahlung auftreten bzw. medizinisch nachweisbar sind, muß der Organismus von einer Mindestmenge an Strahlung getroffen werden. Diese Schwellendosis für den Menschen liegt bei einmaliger Ganzkörperbestrahlung zwischen 200 und 300 mSv (20 000 bis 30 000 mrem). Es zeigen sich z. B. kurzzeitige Veränderungen des Blutbildes.

Je größer von da ab die Strahlungsmenge wird, desto gravierender sind auch diese Strahlenschäden. Frühschäden beim Menschen sind z. B. außer Veränderungen des Blutbildes Unwohlsein, Erbrechen bis hin zu Entzündungen der Schleimhäute und Fieber. Eine einmalige Ganzkörperbestrahlung mit einer Dosis von 7 000 mSv (700 000 mrem) gilt als tödlich, wenn keine Therapiemaßnahmen ergriffen werden (Abb. 9.4.2).

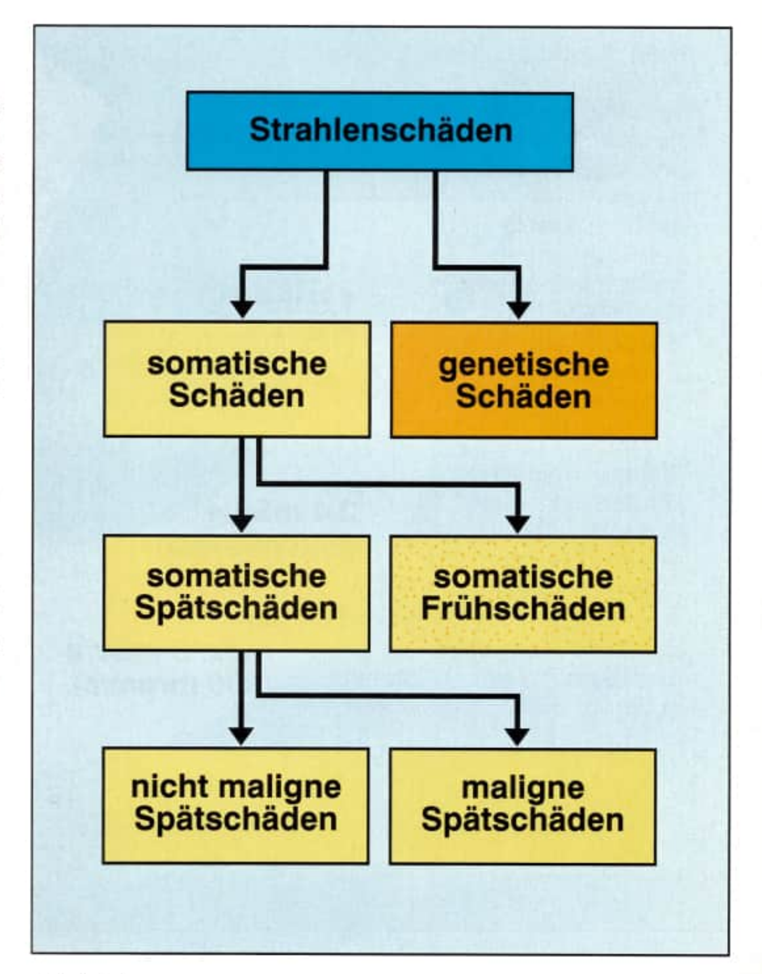


Abb. 9.4.1
Einteilung der Strahlenschäden

Somatische Spätschäden treten erst nach Jahren oder Jahrzehnten auf. Dabei hat sich der Schaden in den Zellen unmittelbar nach der Bestrahlung ergeben. Die am Gesamtorganismus beobachtbaren Krankheitssymptome treten aber sehr viel später in Erscheinung.

Bei nicht bösartigen Spätschäden (z. B. Sterilität, Trübung der Augenlinse) kann davon ausgegangen werden, daß eine Mindestmenge an Strahlung auf den Organismus einwirken muß. Dabei ist es jedoch möglich, daß wiederholte Einzelbestrahlungen mit Dosen unterhalb des Schwellenwertes zu Spätschäden führen können.

Bei bösartigen Spätschäden (z. B. Leukämie) ist diese Mindestmenge an Strahlung sehr klein oder es gibt überhaupt keine Schwelle. Es würde dann bedeuten, daß auch einzelne Strahlungsteilchen oder Gammaquanten Krebs auslösen können, wenn z. B. die von der Strahlung getroffene Zelle bereits vorgeschädigt ist bzw. der Reparaturmechanismus und das Immunsystem des Körpers geschwächt sind. Mit steigender Strahlungsmenge nimmt aber nicht die Schwere der Erkrankung zu, sondern die Wahrscheinlichkeit zu erkranken. Das ist aber weder experimentell nachweisbar noch durch statistische Erhebungen zu ermitteln. Es ergibt sich lediglich durch rückwärtige Verlängerungen der Dosis-Wirkung-Kurve für hohe Strahlendosen.

Bei genetischen Schäden treten Veränderungen an den Chromosomen der Keimzellen auf. Sie wirken sich erst bei den Nachkommen aus.

Auch bei genetischen Schäden ist eine Reparatur möglich oder es kann die nach einem falschen genetischen Code aufgebaute Zelle, das daraus entstandene Gewebe bzw. der nicht lebensfähige Embryo abgestoßen werden. Ein genetischer Schaden würde dann nicht an die nächste Generation weitergegeben.

Grundsätzlich sind Mutationen natürliche Ereignisse, die bei Menschen, Tieren und Pflanzen immer wieder vorkommen. Sie können spontan auftreten oder gezielt durch chemische bzw. physikalische Einflüsse herbeigeführt werden.

Erst eine Keimdrüsendosis von etwa 10 mSv = 1 000 mrem einer locker ionisierenden Strahlung (Beta- oder Gammastrahlung) führt unter 1 Million Neugeborenen zu der Spontanrate 0,06 % genetischer Schadensfälle [49, S. 197].

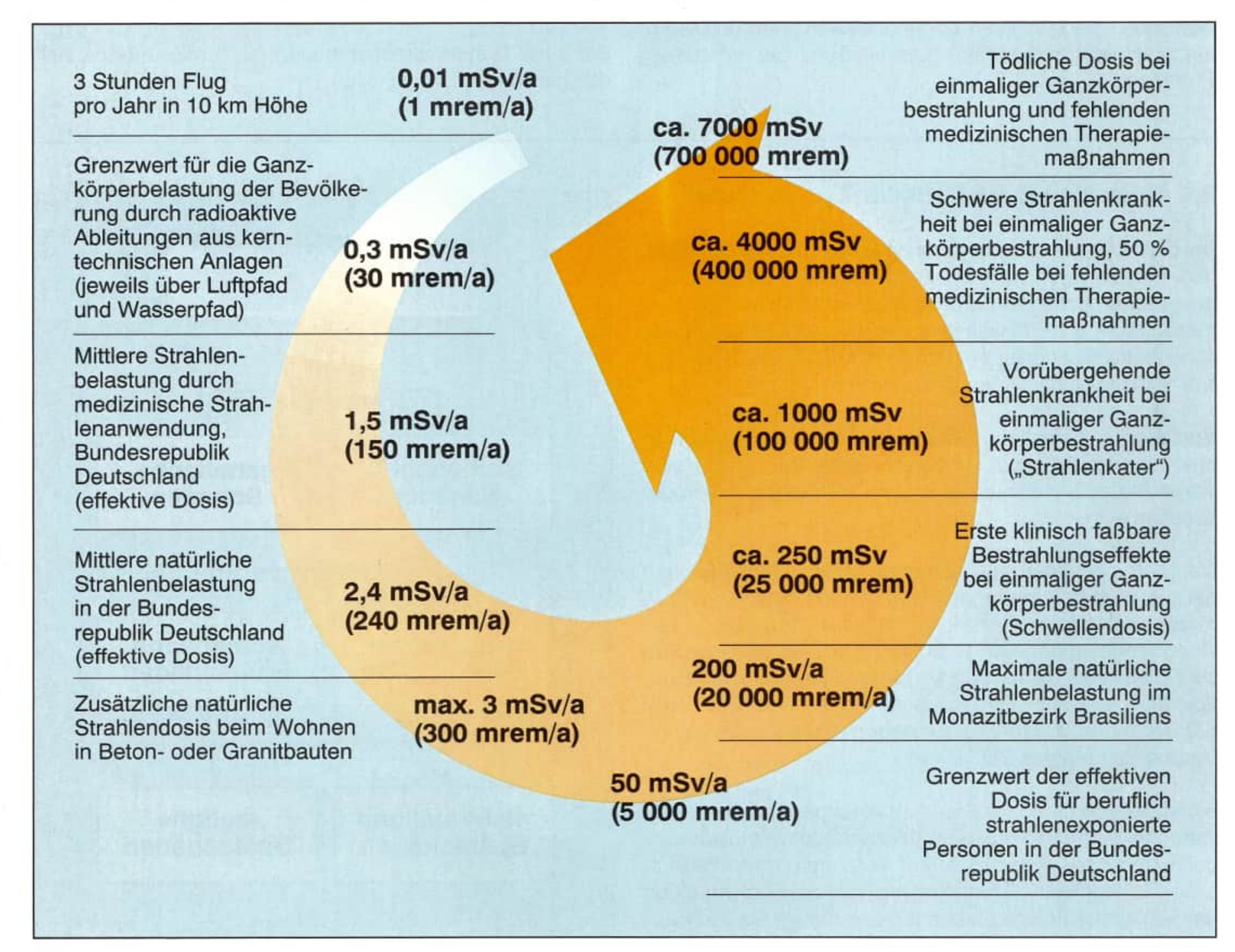


Abb. 9.4.2
Beispiele für Äquivalentdosisleistungen und Äquivalentdosen (Die Angaben zu den Werten von 250 mSv bis 7 000 mSv beschreiben somatische Strahlenfrühschäden.) [12, S. 10 und 79, S. 41]

9.5 Die natürliche Strahleneinwirkung auf den Menschen

Die ionisierende Strahlung, die in der Natur vorkommt, läßt sich auf vier verschiedene Quellen zurückführen:

- Aus dem Weltall trifft eine Teilchenstrahlung und energiereiche Photonenstrahlung auf die Erde (kosmische Strahlung).
- In der Erdatmosphäre werden durch die kosmische Strahlung ständig Radionuklide mit relativ kurzer Halbwertszeit neu gebildet, die dann Strahlung aussenden.
- Auf der Erde kommen natürliche Radionuklide mit großer Halbwertszeit vor, die sich nur durch einen Zerfallsschritt in inaktive Nuklide umwandeln.
- Natürliche Radionuklide mit langer Halbwertszeit wandeln sich in mehreren Stufen zu inaktiven Nukliden um. In diesen Zerfallsreihen entstehen auch Radionuklide mit kurzen Halbwertszeiten.

Kosmische Strahlung

Von der Sonne und anderen Sternen trifft eine energiereiche Teilchenstrahlung auf die Lufthülle unserer Erde. Diese Strahlung besteht im wesentlichen aus Protonen, also aus Wasserstoffkernen (Tabelle 9.5.1).

Teilchenart	Anteil
Protonen	93 %
Heliumkerne (Alphateilchen)	6,3 %
schwere Kerne	< 0,7 %

Tabelle 9.5.1
Zusammensetzung der kosmischen Primärstrahlung

Beim Zusammenprall mit den Molekülen der Lufthülle werden Atomkerne zertrümmert. Dabei entstehen neue Kerne und Teilchen, die weiterfliegen und z. T. weitere Kerne zertrümmern, bis ihre ursprüngliche Energie aufgebraucht ist. Am Erdboden ist nur die Strahlung zu beobachten, die durch vielfältige Sekundärprozesse entsteht. Sie besteht im wesentlichen aus Protonen, Neutronen, Elektronen, Positronen, Gamma-Quanten (Photonen), Neutrinos und Mesonen.

Mesonen sind Elementarteilchen, deren Masse zwischen der von Elektronen und Protonen liegt. In Meereshöhe besteht die kosmische Strahlung zu etwa 90 % aus Mesonen. Sie haben eine außerordentlich kurze Lebensdauer in der Größenordnung von Sekundenbruchteilen und zerfallen – je nach ihrer Ladung – in ein Elektron oder Positron sowie zwei Neutrinos.

Die kosmische Strahlung wird von der Atmosphäre z. T. absorbiert. Es bedeutet, daß ihre Intensität mit steigender Höhe über dem Meeresspiegel zunehmen muß. Die Dosisleistung liegt in 1000 m Höhe bei 0,4 mSv/a, in 3000 m Höhe bei 1,1 mSv/a (Abb. 9.5.1).

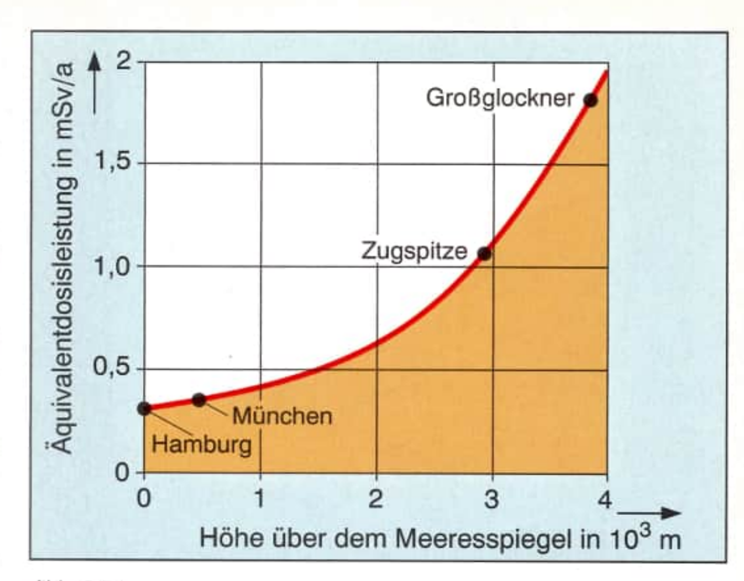


Abb. 9.5.1
Dosisleistung kosmischer Strahlung in Abhängigkeit von der Höhe über dem Meeresspiegel [39, S. 45]

Terrestrische Strahlung

Die terrestrische Strahlung wird durch die in der Umgebung des Menschen (Erdrinde, Baumaterialien, Luft usw.) vorhandenen natürlichen Radionuklide hervorgerufen. Dabei handelt es sich vor allem um radioaktive Nuklide, deren Halbwertszeit etwa dem geologischen Alter der Erde entspricht (mehr als 10^9 a) oder um deren Folgeprodukte mit kürzeren Halbwertszeiten. Daneben werden in den oberen Schichten der Atmosphäre durch die sehr energiereiche kosmische Strahlung ständig radioaktive Isotope neu gebildet. Es sind dies u. a. der radioaktive Wasserstoff (H–3) und der radioaktive Kohlenstoff (C–14), die durch Sedimentation, Konvektion oder Niederschläge auf die Erdoberfläche gelangen.

Entstehung von C–14 in den oberen Schichten der Atmosphäre:

$$^{14}_{7}N + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{14}_{6}C + ^{1}_{1}p \qquad \text{(Entstehung)}$$

$$^{14}_{6}C \xrightarrow[\text{5 730 a}]{\text{HWZ}} ^{14}_{7}N + ^{0}_{-1}e \qquad \text{(rad. Zerfall)}$$

Die wichtigsten Radionuklide, die in der Erde vorkommen, sind Thorium–232, Uran–238 und U–235. Sie zerfallen in mehreren Stufen zu inaktiven Bleiisotopen (Abb. 9.5.2 und Tab. 9.5.2). Das wichtigste Radionuklid ohne Zerfallsreihe ist K–40, das sich zu 0,0117 % in jeder Kaliumverbindung befindet (Abb. 9.5.3).

Zerfallsreihe	Beginn	Ende
Thorium-Reihe	$^{232}_{90}Th$	$^{208}_{82}Pb$
Uran-Actinum-Reihe	$^{235}_{92}U$	$^{207}_{82}Pb$
Uran-Radium-Reihe	$^{238}_{92}U$	$^{206}_{82}Pb$

Tabelle 9.5.2
Natürliche Radioaktivitätszerfallsreihen

Abb. 9.5.2
Uran-Radium-Zerfallsreihe

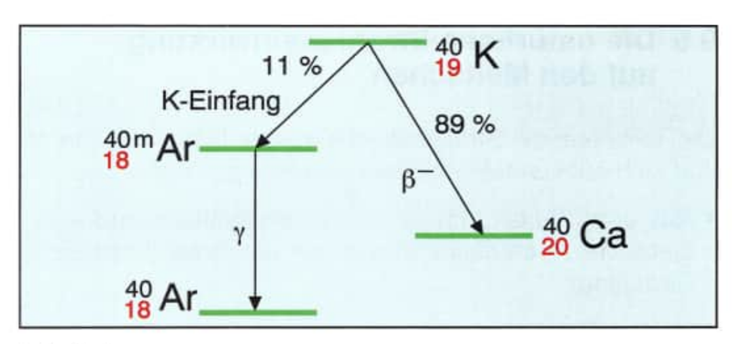


Abb. 9.5.3
Zerfallsschema für K−40

In den drei Zerfallsreihen durchlaufen die Radionuklide die Kernladungszahl 86. Es treten also verschiedene Radonisotope auf. Radon ist ein Edelgas, das teilweise aus dem Erdboden und dem Mauerwerk von Gebäuden austritt und dann in der Luft weiter zerfällt.

Die Belastung des Menschen durch die terrestrische Strahlung ist vom geologischen Untergrund und den verwendeten Baumaterialien abhängig. Die effektive Äquivalentdosisleistung liegt bei der äußeren Bestrahlung im Mittel bei 0,5 mSv/a (50 mrem/a). Etwa 1 % der Bevölkerung der Bundesrepublik Deutschland erhält eine Dosisleistung von etwa 1 mSv/a (100 mrem/a) (Tabelle 9.5.3).

Ort/Land	Dosisleistung in mSv/a	Dosisleistung in mrem/a
Schleswig-Holstein	0,14	14
Weserbergland/Braunschweig	0,58	58
Harz/Spessart	1,02	102
Bayerischer Wald	1,46	146
Katzenbuckel (bei Eberbach, Baden-Württemberg)	6,30	630

Tab. 9.5.3
Strahlenbelastung des Menschen in verschiedenen Gebieten der Bundesrepublik Deutschland

Es gibt Gebiete der Erde, in denen die terrestrischen Strahlendosen weit über den höchsten Werten der Bundesrepublik Deutschland liegen. Dabei handelt es sich um Gebiete, in denen der Boden oder das Gestein eine hohe Konzentration an Thorium bzw. Uran und deren Folgeprodukten aufweist. Solche Gebiete finden sich in Brasilien, Indien, Iran und Frankreich. Grundsätzlich gehören auch die Uranerzlagerstätten dazu (Tabelle 9.5.4).

Gebiet	Dosisleistung in mSv / a Mittelwert	Dosisleistung in mSv / a Maximum
Frankreich / Granitbezirke	2,5	4
Brasilien / Atlantikküste	8	200
Indien / Monazitbezirk*	10	40
Iran / einzelne Gebiete	18	450

Tabelle 9.5.4 [39, S. 55]
Erhöhte Werte terrestrischer Strahlendosisleistungen
*Monazit ist ein radionuklidhaltiges Mineral (Phosphat Seltener Erden) [39, S. 55]

Eigenstrahlung des Körpers

Die Eigenstrahlung des menschlichen Körpers wird durch die beim Stoffwechsel aufgenommen Radionuklide hervorgerufen. Das Trinkwasser, die pflanzliche und tierische Nahrung sowie die Luft enthalten radioaktive Isotope, die nach der Aufnahme in den menschlichen Körper u. U. lange Zeit dort bleiben und als Strahlenquellen wirken.

Die Gesamtaktivität des menschlichen Körpers (Standardmensch) beträgt etwa 9000 Bq. Es bedeutet, daß in 1 Sekunde etwa 9000 Kernumwandlungen stattfinden und dabei 9000 Strahlungsteilchen oder Energiequanten ausgesandt werden. Am Tag sind es über 700 Millionen. Eine größere Eigenaktivität findet man nur bei den Bewohnern Lapplands sowie der Monazitgebiete Indiens und Brasiliens.

Da sich die resorbierten Radionuklide an unterschiedlichen Stellen im Körper ablagern, ist die Aktivität nicht gleichmäßig im Körper verteilt.

Die Strahlenbelastung von innen wird im wesentlichen durch das inkorporierte Kalium–40 und das inhalierte Radon (einschließlich seiner Folgeprodukte) verursacht. Die effektive Dosisleistung beträgt im Mittel 1,6 mSv/a.

9.6 Die effektive Äquivalentdosisleistung durch natürliche Strahlenquellen

Für Einwohner der Bundesrepublik Deutschland liegt die effektive Äquivalentdosisleistung im Mittel bei 2,4 mSv/a (240 mrem/a). Kleinere Bevölkerungsgruppen sind mit höheren Dosisleistungen belastet [12, S. 10].

Bei der natürlichen Strahlenbelastung macht die äußere Bestrahlung des Menschen etwa ein Drittel, die innere Bestrahlung etwa zwei Drittel aus. Dabei liefert das eingeatmete Radon und seine Folgeprodukte den größten Beitrag (Abb. 9.6.1 und Tabelle 9.6.1).

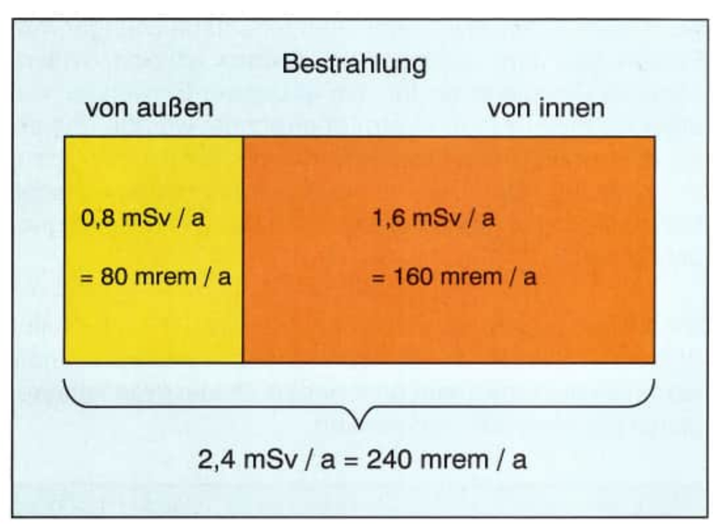


Abb. 9.6.1
Äußere und innere Strahleneinwirkung auf den Menschen (effektive Dosisleistung) [12, S. 10]

natürliche Strahlenquellen	mittlere effektive Dosisleistung in mSv/a		
	von außen	von innen	insgesamt
kosmische Strahlung	0,3	–	0,3
terrestrische Strahlung von außen	0,5	–	0,5
Inhalation von Radon in Wohnungen	–	1,3	1,3
Inkorporation natürlicher rad. Stoffe (im wesentlichen K–40)	–	0,3	0,3
Summe	0,8	1,6	2,4

Tabelle 9.6.1
Mittlere effektive Äquivalentdosisleistung beim Menschen durch natürliche Strahlenquellen [12, S. 10]

Wie Abb. 9.6.2 zeigt, ist die Lunge das am stärksten belastete Organ des Menschen. Dabei spielen neben dem Radon selbst vor allem die Folgeprodukte eine entscheidende Rolle. Es sind z. T. alphastrahlende Metalle, die sich im Lungengewebe absetzen und dann zu hohen Ionisationsdichten führen.

Die Dosisleistung bei Flügen in großen Höhen muß gesondert betrachtet werden. Z. Zt. findet der Massenlufttransport in Höhen von 7 bis 12 km statt. Dadurch erhöht sich die durch kosmische Strahlung hervorgerufene Dosisleistung für die gesamte Bevölkerung um etwa 0,001 mSv/a (0,1 mrem/a) (Mittelwert). Für die einzelnen Fluggäste ergeben sich von den Flugstunden abhängige höhere Werte.

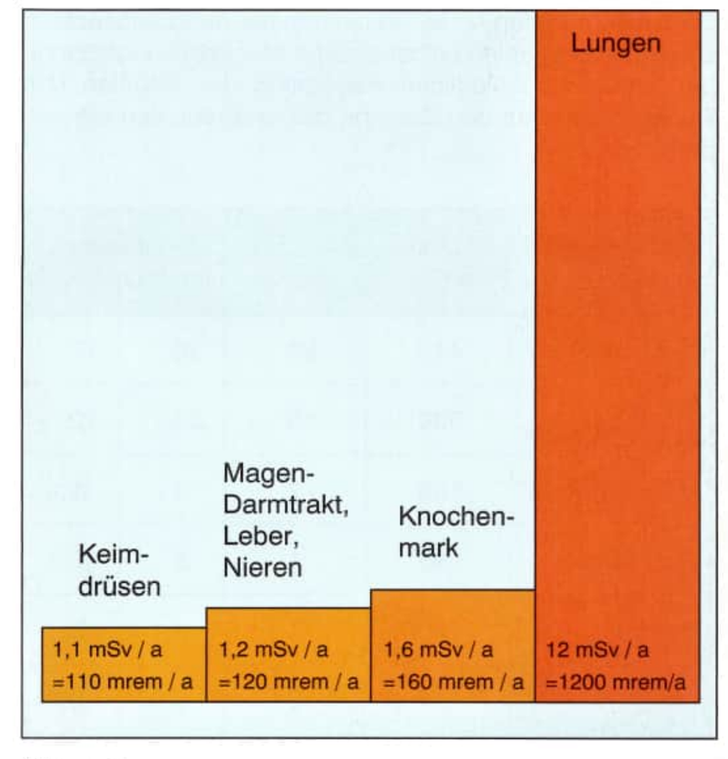


Abb. 9.6.2
Mittlere natürliche Äquivalentdosisleistung für verschiedene Organe [39, S. 68]

9.7 Die zivilisatorisch bedingte Strahleneinwirkung auf den Menschen

Außer der natürlichen Strahleneinwirkung sind die Menschen auch einer zivilisatorisch bedingten Strahleneinwirkung ausgesetzt. Sie kommt im wesentlichen durch folgende Anwendungen zustande:

- Strahleneinsatz in der Medizin (Diagnostik, Therapie)
- Betrieb von Kernkraftwerken und anderen kerntechnischen Anlagen
- Fallout von Kernwaffenversuchen
- Fallout nach dem Reaktorunfall von Tschernobyl
- Anwendungen ionisierender Strahlen in Wissenschaft und Technik
- Störstrahler (z. B. Fernsehgeräte)
- Einsatz radioaktiver Stoffe bei verschiedenen Geräten (Leuchtzifferblatt von Uhren, Rauchdichtemelder)

Im folgenden werden nur die ersten vier Sachverhalte näher erläutert, weil nur sie einen nachweisbaren Beitrag zur Strahlenbelastung der Bevölkerung liefern.

Strahlenbelastung durch medizinische Anwendungen von Röntgenstrahlen

Röntgenstrahlen werden in der Medizin zur Diagnose und Therapie eingesetzt.

Bei der Diagnostik wird der zu untersuchende Körperteil eines Menschen durchstrahlt. Nach dem Austritt der Strahlen aus dem Körper läßt man sie auf einen Fluoreszenzschirm treffen (z. B. Zinksulfid), der dann aufleuchtet. Die Röntgenstrahlen selbst sind für Menschen nicht sichtbar. Die unterschiedliche Absorption der Strahlen läßt Rückschlüsse auf den Zustand des untersuchten Körperbereiches zu.

Die Anwendung der Röntgenstrahlen in der medizinischen Diagnostik führt zu einer Strahlenbelastung des Menschen. Sie ist von der Art und dem Umfang der durchgeführten Untersuchung abhängig. Tabelle 9.7.1 gibt dafür einige Orientierungswerte, von denen im Einzelfall Abweichungen bis zum Faktor 10 nach unten und bis zum Faktor 2 bis 3 nach oben möglich sind. Bei Säuglingen und Kleinkindern können sowohl größere als auch kleinere Organdosen als bei Erwachsenen auftreten [58, S. 306].

In der Therapie werden Röntgenstrahlen eingesetzt, um z. B. die Zellen bösartiger Tumore zu bestrahlen und dadurch abzutöten. Dabei erhält ein Patient kurzzeitig höhere Teilkörperdosen als bei der Diagnostik. Die Dosis wird dabei so hoch gewählt, daß die kranken Zellen abgetötet werden. Die Werte der Tabelle 9.7.2 sind in der Literatur in Röntgen (R) angegeben. Wenn man für weiches Gewebe 1 R $\approx 10^{-2}$ Gy setzt und für Röntgenstrahlen den Qualitätsfaktor 1 einsetzt, erhält man 1 R $\approx$ 0,01 Sv = 10 mSv (vgl. 9.2).

An dieser Stelle sei erneut angemerkt, daß Strahlendosen ab 4 000 mSv bei einmaliger Ganzkörperbestrahlung bereits in 50% der Fälle zum Tode der bestrahlten Person führen (vgl. 9.4).

In der Bundesrepublik Deutschland (alte Bundesländer) werden im Mittel etwa zwei Röntgenuntersuchungen pro Person und Jahr durchgeführt. Daraus ist eine mittlere effektive Dosisleistung für den einzelnen Einwohner von etwa 1,5 mSv/a (150 mrem/a) errechnet worden. Sie erreicht etwa 63 % des Gesamtwertes der natürlichen Strahlenbelastung. Der Beitrag durch strahlentherapeutische Maßnahmen mit geschätzten 1 – 2 % ist vernachlässigbar gering [39, S. 71ff. u. 12, S. 10].

Die für genetische Schäden bedeutsame, jährliche Keimdrüsendosis durch die Röntgendiagnostik wird mit 0,5 mSv (50 mrem) pro Einwohner angegeben. Dieser Wert kann regional um etwa 50% schwanken.

Anwendungsbereich	Hautoberfläche	Knochenmark	Keimdrüsen weibl.	Keimdrüsen männl.
Herzkatheter	410	90	36	17
Nierenangiographie*)	300	10	30	12
Magen / Darm	160	7	4	1,4
Gallenblase	45	1	5	0,4
Becken	20	1	4	2
Lunge	1	0,2	0,03	0,01

Tabelle 9.7.1
Organdosen bei Röntgenuntersuchungen in mSv [39, S. 72]
*) Angiographie: Röntgenuntersuchung der Blut- und Lymphgefäße

Therapeutische Maßnahmen	Teilkörperdosis in R	Teilkörperdosis umgerechnet in mSv
lokale Behandlung von Entzündungen	50–200	500–2 000
Krebsbehandlung normal	3 000–5 000	30 000–50 000
Krebsbehandlung maximal	10 000	100 000
Oberflächentherapie	10 000	100 000

Tabelle 9.7.2
Teilkörperdosen bei der Strahlentherapie [58, S. 308]

Strahlenbelastung durch Anwendungen von Radionukliden in der Medizin

Bei nuklearmedizinischen Untersuchungen wird dem Patienten eine radioaktive Substanz verabreicht, die vom Körper resorbiert und in bestimmte Organe transportiert wird. Da die Substanz Strahlen aussendet, ist ihr Weg im Körper und die Stellen erhöhter Konzentration von außen gut zu verfolgen. Aus der Aufnahmegeschwindigkeit und der Konzentration im Organ oder Teilen davon lassen sich Rückschlüsse auf die Organfunktion ziehen oder auch Tumore erkennen.

Die verabreichten Substanzen enthalten radioaktive Isotope, die eine möglichst kurze Halbwertszeit besitzen, nicht zu lange im Körper gespeichert werden und deren Strahlung nicht zu energiereich ist. Es setzt voraus, daß besonders empfindliche Meßverfahren zur Verfügung stehen.

In welches Organ ein bestimmtes Radionuklid transportiert wird, ist davon abhängig, in welche chemische Verbindung es eingebaut worden ist.

Untersuchung	Radionuklid	angew. Aktivität in 10^6 Bq	Energiedosis in mGy		
			Keimdrüsen	Knochenmark	im untersuchten bzw. kritischen Organ
Schilddrüsen-Szintigrafie	Tc–99m	40	0,15	0,2	4
	I–131	2	0,08	0,2	1000
	I–123	8	0,04	0,1	40
Leber-Szintigrafie	Tc–99m	50	0,1	0,4	5 (Leber) 3 (Milz)
	Au–198	5	0,2	4	60 (Leber) 20 (Milz)
Bauchspeicheldrüsen-Szintigramm	Se–75	10	25	25	60 (Leber) 35 (Bauchspeicheld.)

Tabelle 9.7.3
Mittlere Strahlenbelastung des Erwachsenen bei Untersuchungen mit radioaktiven Isotopen (1 mGy ≙ 1 mSv, wenn $\bar{Q}$ = 1) [39, S. 73]

Nach dem gleichen Verfahren lassen sich auch Therapiemaßnahmen durchführen. Da elementares Jod praktisch ausschließlich in der Schilddrüse gespeichert wird, kann durch verabfolgtes radioaktives Jod (I–131, I–123) z. B. ein Schilddrüsentumor zerstört werden. Die von radioaktivem Jod ausgesandten Betateilchen haben in organischem Gewebe nur eine geringe Reichweite, so daß sie praktisch nur auf die Schilddrüse selbst einwirken.

Bei nuklearmedizinischen Diagnose- und Therapiemaßnahmen kann also die Individualdosis u. U. recht hoch sein. Die daraus abgeschätzte mittlere Kollektivdosis ist aber gering und beträgt nur wenige Prozent des Wertes, der für die Röntgendiagnostik gilt.

Strahlenbelastung durch Kernkraftwerke

Ein Kernreaktor stellt die z. Zt. größte künstliche Strahlenquelle dar. Durch eine Vielzahl von Sicherheitsmaßnahmen und Sicherheitseinrichtungen werden die Direktstrahlung abgeschirmt und die radioaktiven Stoffe sicher eingeschlossen.

Bei den in einem Kernkraftwerk arbeitenden Personen kommt es im wesentlichen zu einer äußeren Strahleneinwirkung. Sie wird fast ausschließlich durch die Strahlen verursacht, die bei den Kernspaltungen auftreten und die von den Spaltprodukten abgegeben werden. – Für die übrige Bevölkerung ist praktisch nur die Strahleneinwirkung von Bedeutung, die aufgrund inkorporierter Radionuklide aus radioaktiven Ableitungen der Kernkraftwerke entsteht. Es kommt also im wesentlichen zu einer internen Belastung.

Zum Schutz des Kraftwerkspersonals und der übrigen Bevölkerung hat man Dosisgrenzwerte festgelegt, die im Normalfall nicht überschritten werden dürfen. Diese Grenzwerte schließen die natürliche und die medizinische Strahlenbelastung nicht ein (Tabellen 9.7.4 u. 9.7.5).

Körperbereich	Grenzwerte der Körperdosen für beruflich strahlenexponierte Personen im Kalenderjahr in	
	mSv	mrem
1. Effektive Dosis, Teilkörperdosis: Keimdrüsen, Gebärmutter, rotes Knochenmark	50	5 000
2. Teilkörperdosis: Alle Organe und Gewebe, soweit nicht unter 1, 3 oder 4 genannt	150	15 000
3. Teilkörperdosis: Schilddrüse, Knochenoberfläche, Haut (soweit nicht unter 4 genannt)	300	30 000
4. Teilkörperdosis: Hände, Unterarme, Füße, Unterschenkel, Knöchel (einschließlich der dazugehörigen Haut)	500	50 000

Tabelle 9.7.4
Dosisleistungsgrenzwerte für beruflich strahlenexponierte Personen der Kategorie A (Für die Kategorien B und C sind niedrigere Grenzwerte festgesetzt worden.) [80, S. 114]

Der Strahlenschutz unterscheidet zwischen beruflich strahlenexponierten Personen und der übrigen Bevölkerung. Als beruflich strahlenexponiert gelten alle Personen, die bei ihrer Berufsausübung mehr als 1/10 der in Tabelle 9.7.4 angegebenen Dosen erhalten können.

Die Betreiber von Kernkraftwerken haben von sich aus niedrigere Werte als sogenannte Interventionswerte festgelegt. Werden sie überschritten, können zusätzliche Strahlenschutzmaßnahmen geplant werden, um in jedem Fall unter den gesetzlichen Grenzwerten zu bleiben.

Keimdrüsen und rotes Knochenmark gehören zu den strahlenempfindlichsten Organen des Menschen. Der Grenzwert von 50 mSv/a (5 000 mrem/a) ist deshalb so festgelegt worden, daß ein ausreichender Sicherheitsabstand zu den Strahlendosen besteht, bei denen ein erster Bestrahlungseffekt medizinisch nachweisbar ist (H > 250 mSv bei einmaliger Ganzkörperbestrahlung).

Für Menschen, die außerhalb der Strahlenschutzbereiche eines Kernkraftwerkes leben oder arbeiten, darf die effektive Körperdosisleistung den Wert von 0,3 mSv/a für jeden der Expositionspfade Wasser/Luft nicht überschreiten (Tabelle 9.7.5).

Der Grenzwert für Keimdrüsen, Gebärmutter und rotes Knochenmark von 0,3 mSv / a ist gleichzeitig auch der Grenzwert für die effektive Dosisleistung.

Die Festlegung dieses Wertes beruht auf der Feststellung, daß die Schwankung der natürlichen Strahlenbelastung für die Mehrzahl der Bewohner der Bundesrepublik Deutschland im Mittel etwa 0,3 mSv/a beträgt.

Unbeteiligten Personen außerhalb kerntechnischer Anlagen wird also nicht mehr zugemutet, als an Schwankungen in der Natur ohnehin auftritt.

Die Grenzwerte für die Bevölkerung sind nicht als voll ausschöpfbare Werte aufzufassen. Die Betreiber von kerntechnischen Anlagen müssen alle vertretbaren technischen Möglichkeiten nutzen, um die Belastungswerte so gering wie möglich zu halten. Z. Zt. ist die mittlere Strahlenbelastung der Bundesbürger durch Kernkraftwerke < 0,01 mSv/a (< 1mrem/a).

Selbst im ungünstigsten Störfall darf von Unbeteiligten der Grenzwert von 50 mSv (5 000 mrem) nicht überschritten werden, der im Normalfall auch für strahlenexponierte Personen gilt. Die Teilkörperdosis für die Schilddrüse ist dann aber auf 150 mSv (15 000 mrem) festgelegt.

Körperbereich	Grenzwerte für die Ableitung radioaktiver Stoffe aus kerntechnischen Anlagen (für jeden der Pfade Luft/Wasser) in mSv/a	(mrem / a)
1. Effektive Dosis, Teilkörperdosis: Keimdrüsen, Gebärmutter, rotes Knochenmark	0,3	30
2. Teilkörperdosis: Alle Organe und Gewebe, soweit nicht unter 1 oder 3 genannt	0,9	90
3. Teilkörperdosis: Knochenoberfläche, Haut	1,8	180

Tabelle 9.7.5
Grenzwerte der Dosisleistung für Bereiche, die nicht Strahlenschutzbereiche sind [80 → § 45]

Durch Kernwaffentests hervorgerufene Strahlenbelastung

Zwischen 1945 und 1991 wurden weltweit etwa 420 oberirdische und etwa 1100 unterirdische Kernwaffentests durchgeführt. Die genaue Anzahl ist nicht bekannt, da nicht alle Testexplosionen angezeigt worden sind [39, S. 75].

Der Höhepunkt der Tests in Bezug auf Anzahl und Sprengkraft der Explosionen lag in den Jahren 1961 und 1962. Seit 1963 gilt zwischen den USA, der ehemaligen UdSSR und Großbritannien ein Teststoppabkommen für oberirdische Kernwaffenversuche. Nur die Volksrepublik China und Frankreich haben seitdem über 63 oberirdische Tests vorgenommen [39, S. 75].

Kernwaffen beruhen auf dem Prinzip der Kernspaltung und gegebenenfalls zusätzlich der Kernfusion (Wasserstoffbombe).

Bei der Kernspaltungsbombe laufen in U−235 oder Pu−239 unkontrollierte Kettenreaktionen ab. Bei der Kernfusion verschmelzen Deuterium (H−2) oder Tritium (H−3) zu Helium. Die Sprengkraft beruht auf der dabei auftretenden Hitze- und Druckwelle. Außerdem entsteht eine sehr intensive Neutronen- und Gammastrahlung.

Die Gefährdung des Menschen durch Kernwaffentests wird ausschließlich durch die Radionuklide verursacht, die bei der Explosion entstehen. Es sind radioaktive Spaltprodukte und Aktivierungsprodukte sowie nicht gespaltenes Uran oder Plutonium.

Durch unterirdische Tests ist bisher nur wenig Aktivität in die Atmosphäre gelangt. Oberirdische Tests haben aber in der Atmosphäre Radionuklide freigesetzt, die sich nun auch in den Nahrungsketten befinden.

Durch den weltweiten Fallout ist es zu einer äußeren und einer inneren Strahlenbelastung des Menschen gekommen.

Die äußere Bestrahlung wurde durch einige kurzlebige Radionuklide (z. B. Zr−95, Nb−95, Ru−103, Ba−140) und durch Cs−137 verursacht. Dabei waren praktisch nur die Gammastrahlen wirksam. Heute spielt im wesentlichen nur noch die innere Bestrahlung durch Cs−137 und Sr−90 eine Rolle.

Da der Mensch sich in einem dauernden Stoffaustausch mit seiner Umgebung befindet, ergab sich nach den Kernwaffentests auch eine erhöhte Aktivität des menschlichen Körpers (Abb. 9.7.2).

Die mittlere individuelle Dosisleistung in der Bundesrepublik Deutschland durch äußere und innere Strahleneinwirkungen auf Grund der Tests beträgt im Mittel weniger als 0,01 mSv/a (1 mrem/a). Sie lag z. Zt. der Kernwaffenversuche höher und nimmt im weiteren ständig ab [12, S. 10].

Strahlenbelastung durch den Reaktorunfall von Tschernobyl

Der Reaktorunfall von Tschernobyl am 26. April 1986 wurde durch Fehlbedienungen der Reaktorregelung ausgelöst. Dabei kam es zu einem so großen Temperaturanstieg in den Brennelementen, daß diese schmolzen. Der dadurch entstehende sehr hohe Wasserdampfdruck ließ die Druckrohre, in denen sich auch die Brennelemente befanden, platzen. Der Moderator Graphit geriet in Brand.

Aus dem zerstörten Reaktor gelangten Radionuklide ins Freie. Dafür ist von der ehemaligen Sowjetunion eine Aktivität von 10^{19} Bq angegeben worden. Ein Großteil der Radionuklide hat zu einer hohen Kontamination der Umwelt in einer 30 km -Zone um den Reaktor geführt.

Durch die Brände, die nach dem Zerbersten auftraten, wurden radioaktive Stoffe in Höhen von 1 – 2 km transportiert (Schornsteinwirkung) und z. T. über weite Gebiete verteilt.

Die Windrichtung am 26. April führte die radioaktive Wolke zunächst nach Finnland. Durch Änderung der Windrichtung am 27. April wurden auch Süddeutschland und Nordpolen betroffen (Abb. 9.7.1).

Die höchsten Aktivitäten außerhalb der UdSSR traten in Süddeutschland, Österreich, Polen, Tschechoslowakei, Ungarn, Oberitalien und Nordjugoslawien auf. Innerhalb der einzelnen Gebiete gab es jedoch große Unterschiede, die im allgemeinen von der Niederschlagstätigkeit abhingen. Bei Regen wurden die Radionuklide aus der Luft ausgewaschen und gelangten in z. T. hoher Konzentration auf den Erdboden bzw. in die Gewässer.

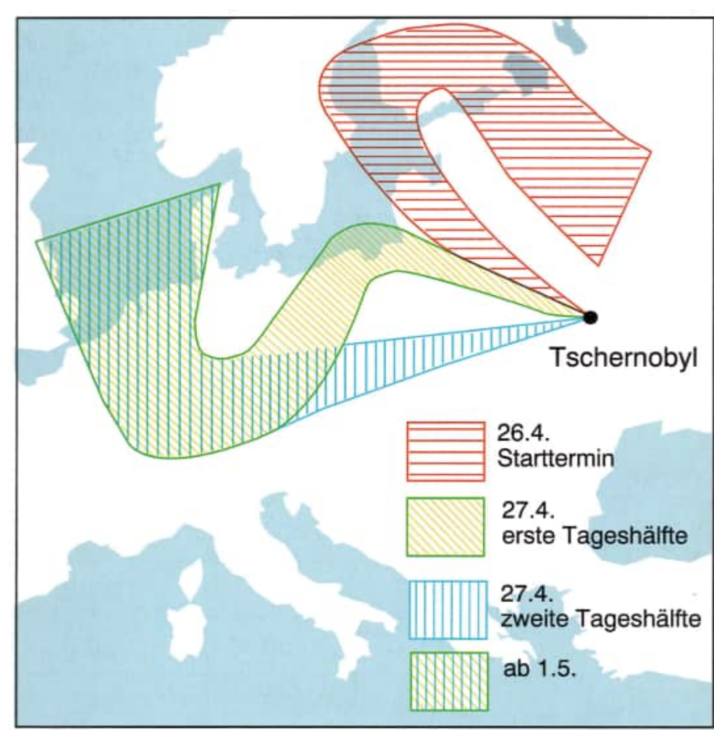


Abb. 9.7.1
Rekonstruierte Ausbreitungswege in 1 500 m Höhe für die freigesetzten Radionuklide [17, S. 54]

Spezifische Aktivität der Körpermasse in Bq / kg

Kernwaffentests in der Atmosphäre

Reaktorunfall in Tschernobyl

1960 1965 1970 1975 1980 1985 Jahr

Abb. 9.7.2
Spezifische Cs – 137-Aktivität im menschlichen Körper [67, S. 71]

Für die Bundesrepublik gilt, daß die spezifische Aktivität der Luft, des Bodens und der Nahrungsmittel im Norden geringer war als im Süden.

In der Bundesrepublik wurden eine Reihe von Radionukliden nachgewiesen. Dabei waren am Anfang im wesentlichen die I–131-Aktivität, anschließend die Cs–137-Aktivität von Bedeutung. Sie wird wegen der relativ langen Halbwertszeit des Radionuklids auch in Zukunft bestimmte Nahrungsmittel belasten.

Die Kontamination des Bodens durch I–131 und Cs–137 war in der ersten Maiwoche in ausgewählten Standorten der Bundesrepublik recht unterschiedlich (Tabelle 9.7.6).

Standort	Flächenaktivität des Bodens in Bq/m^2	
	I–131	Cs–137
Südostbayern	32 000	20 000
München / Neuherberg	90 000	20 000
Offenbach	5 000	1 300
Berlin	5 000	1 300
Karlsruhe	10 000	1 500
Aachen / Jülich	2 600	1 000

Tabelle 9.7.6
Bodenkontamination in der Bundesrepublik Deutschland, Mai 1986 [17, S. 55].

Geht man bei I–131 und bei Cs–137 vereinfachend von einer mittleren Flächenaktivität von 10 000 Bq/m^2 $= 10^4\ Bq/m^2$ aus, lassen sich die auf dem Bundesgebiet abgelagerten Gesamtmengen grob abschätzen.

Da die Bundesrepublik Deutschland (alte Bundesländer) eine Fläche von $2{,}5 \cdot 10^5\ km^2 = 2{,}5 \cdot 10^{11}\ m^2$ hat, muß also die Gesamtaktivität A_g für jedes Radionuklid folgenden Betrag haben:

$$A_g = 2{,}5 \cdot 10^{11}\ m^2 \cdot 10^4\ Bq/m^2 = 2{,}5 \cdot 10^{15}\ Bq$$

Die spezifische Aktivität von I–131 beträgt $A_{sp.} = 4{,}6 \cdot 10^{15}\ Bq/g$.

Bei der Aktivität von $A_g = 2{,}5 \cdot 10^{15}$ Bq handelte es sich also um weniger als 1 g I–131, das auf dem gesamten Bundesgebiet abgelagert worden war.

Die spezifische Aktivität von Cs–137 beträgt $A_{sp.} = 3{,}2 \cdot 10^{12}\ Bq/g$. Bei der abgeschätzten Aktivität $A_g = 2{,}5 \cdot 10^{15}$ Bq muß es sich um etwas mehr als 500 g gehandelt haben.

Diese beiden Rechnungen zeigen, daß bereits geringe Substanzmengen zu relativ hohen Flächenaktivitäten führen können.

Seit 1986 ist die Aktivität in den meisten Nahrungsmitteln auf sehr kleine Werte abgeklungen. Lediglich bei Reh- und Hirschfleisch sowie einigen Pilzarten sind durch Anreicherung höhere Konzentrationen entstanden (Stand: 1990).

Aufgrund der abgelagerten Aktivitäten ist es zu einer zusätzlichen Strahlenbelastung gekommen, die auch in Zukunft noch wirksam sein wird. Sie betrug 1986 je nach Wohnort zwischen 0,05 mSv und 1,1 mSv bei Erwachsenen und zwischen 0,1 mSv und 1,5 mSv bei Kleinkindern. Während der gesamten Lebenszeit werden Erwachsene eine zusätzliche Dosis zwischen 0,5 mSv im Norden und 6 mSv in Südbayern erhalten. Bei Kleinkindern in Bayern kann der Maximalwert evtl. bis zu 10 mSv betragen.

Bei den Kernwaffentests Mitte der 60er Jahre wurden von Cs–137 etwa 4 000 Bq und von Sr–90 etwa 2 500 Bq auf 1 m^2 Boden abgelagert. Durch radioaktiven Zerfall sind davon heute noch < 3 000 Bq/m^2 Cs–137 und < 2 000 Bq/m^2 Sr–90 vorhanden. Ein Vergleich mit den in Neuherberg bei München gemessenen Werten zeigt, daß durch den Reaktorunfall von Tschernobyl von Cs–137 etwa fünfmal soviel auf dem Boden abgelagert wurde wie durch die Kernwaffentests. Bei Sr–90 waren es dagegen nur 10 % (Abb. 9.7.3) [82, S. 35].

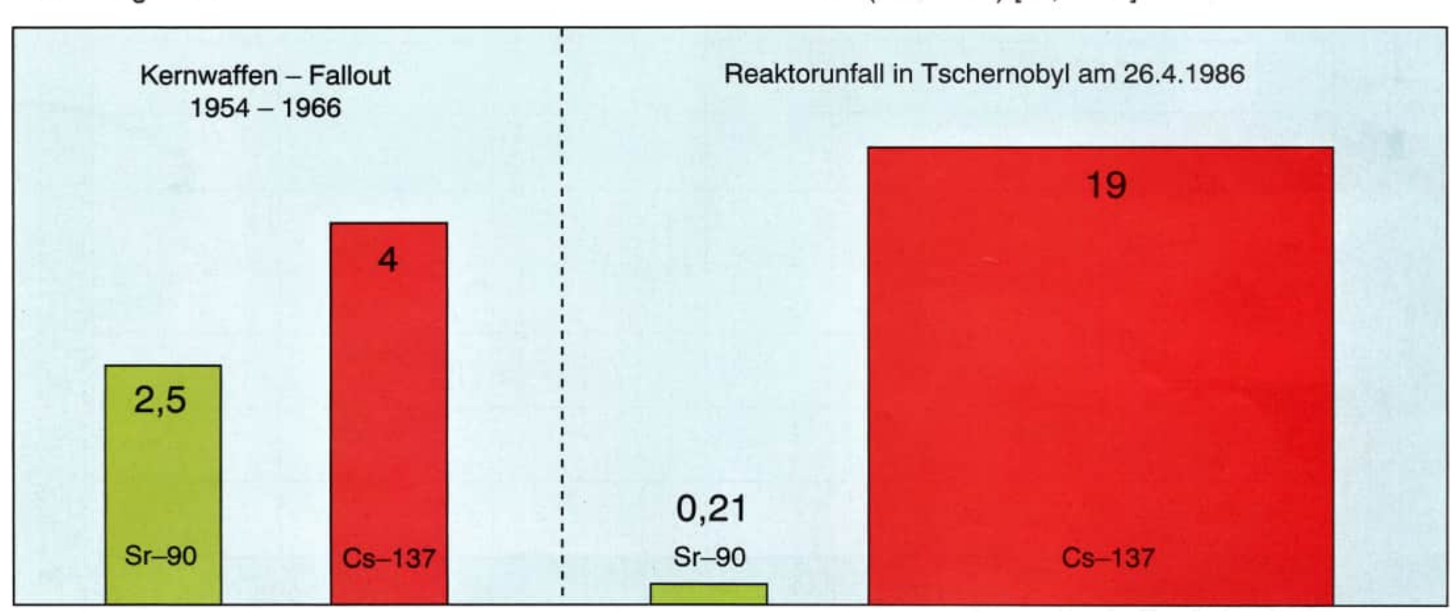


Abb. 9.7.3
Ablagerung von Sr–90 und Cs–137 auf dem Boden während der Kernwaffentests und nach dem Reaktorunfall in Tschernobyl in kBq/m^2
(Meßort: Neuherberg bei München, 1986. Für die Bundesrepublik ergeben sich im Mittel sehr viel kleinere Werte.)

9.8 Vergleich von natürlicher und künstlicher Strahleneinwirkung

Natürliche und künstlich erzeugte Radionuklide senden gleichermaßen Alpha-, Beta- und Gammastrahlen aus. Die Energie der ausgesandten Teilchen und Quanten ist vergleichbar.

Bei der internen Strahlenbelastung spielen vor allem der Grad der Resorption, die räumliche Verteilung sowie die Verweildauer im Organismus eine Rolle. Es gibt bei beiden Radionuklidgruppen hohe und geringe Resorptionsgrade, teils homogene, teils inhomogene Verteilung im Organismus sowie sehr unterschiedliche Verweildauern. Künstlich erzeugte Radionuklide zeigen also diesbezüglich keine grundsätzlichen Besonderheiten.

Die biologischen Wirkungen ionisierender Strahlen beruhen auf Wechselwirkungen der Strahlungsteilchen oder Strahlungsquanten mit den Molekülen der lebenden Zellen. Dabei ist allein entscheidend, welche physikalischen Primäreffekte hervorgerufen werden – gleichgültig, ob das ionisierende Teilchen von einem natürlichen oder künstlich erzeugten Radionuklid ausgeschleudert wurde.

Radionuklide, die von kerntechnischen Anlagen bei Normalbetrieb abgegeben werden, führen nur zu einer geringen zusätzlichen Strahlenbelastung der Menschen. Bei den abgegebenen Radionukliden sind im wesentlichen Cs–137 und Sr–90 von Bedeutung.
Den entscheidenden Beitrag zur zivilisatorisch bedingten Strahlenbelastung des Menschen liefert die Anwendung ionisierender Strahlen in der Röntgendiagnostik. Eine Verringerung dieser Strahleneinwirkung wird in erster Linie durch neue Gerätesysteme und Untersuchungsverfahren erreicht werden.

Für einen Einwohner der Bundesrepublik Deutschland (alte Bundesländer) betrug 1988 die mittlere effektive Äquivalentdosisleistung etwa 4 mSv/a (400 mrem/a) [12, S. 10].

• Natürliche Strahleneinwirkung	ca.	2,4	mSv/a
• Zivilisatorische Strahleneinwirkung	ca.	1,55	mSv/a
• Strahleneinwirkung durch den Reaktorunfall in Tschernobyl	ca.	0,04	mSv/a
Summe	ca.	4	mSv/a

Die natürliche Strahlenbelastung für die Mehrzahl der Bevölkerung schwankt zwischen 1,5 mSv/a und 4 mSv/a. Es bedeutet, daß die Gesamtbelastung zwischen 3,1 mSv/a und 5,6 mSv/a liegt. Wenn aber die zivilisatorisch bedingte Strahleneinwirkung auf den Menschen keinen höheren Beitrag liefert als durch die Schwankungen der natürlichen Strahlenbelastung ohnehin gegeben ist, kann man davon ausgehen, daß praktisch keine zusätzlichen Schädigungen auftreten [82, S. 15ff.].

Bei den genannten Dosen treten somatische Frühschäden nicht auf. Bei somatischen Spätschäden (Krebs, Leukämie) und genetischen Schäden sind bei diesen geringen Dosen experimentelle Nachweise nicht möglich.
Man kann lediglich von hohen Dosen und den dabei auftretenden Effekten auf niedrigere Dosen zurückrechnen, indem man z. B. einen linearen Verlauf annimmt.

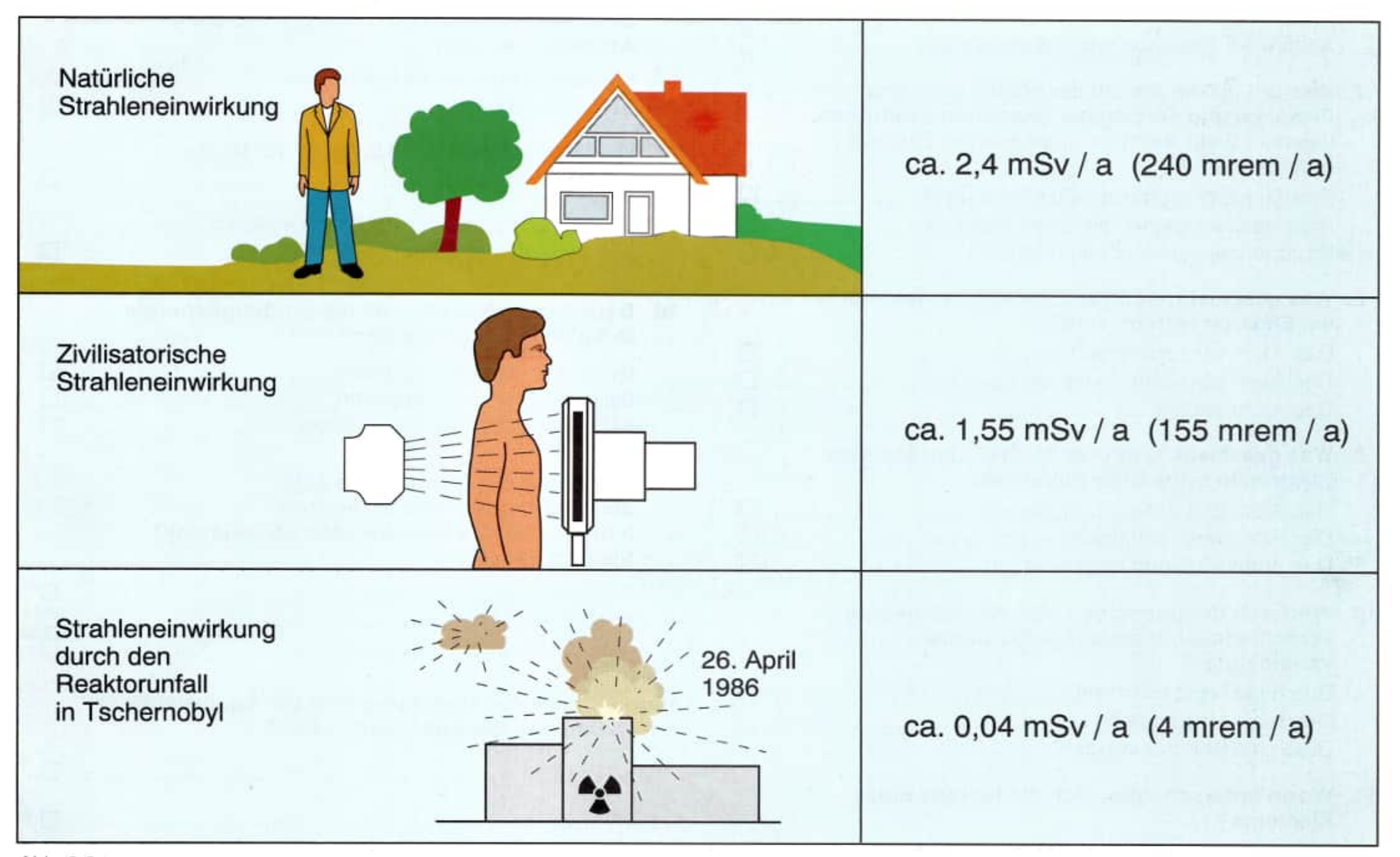


Abb. 9.8.1
Mittlere effektive Strahlendosisleistung in der Bundesrepublik Deutschland 1988 [12, S. 10]

10 Übungsaufgaben zu den Kapiteln 1 – 9

10.1 Das Atom

1. **Wie nennt man die kleinsten Teilchen eines chemischen Elements?**
   Moleküle ☐
   Atome ☐
   Protonen ☐

2. **Wieviel Wasserstoffatome würden aneinandergereiht eine Strecke von etwa 1 mm ergeben? Etwa**
   1 000 Wasserstoffatome ☐
   10 000 Wasserstoffatome ☐
   10 000 000 Wasserstoffatome ☐

3. **Woraus besteht der Kern eines Atoms?**
   Elektronen und Neutronen ☐
   Protonen und Elektronen ☐
   Protonen und Neutronen ☐

4. **Welche Teilchen bilden die Hülle des Atoms?**
   Elektronen ☐
   Protronen ☐
   Neutronen ☐

5. **Durch die Massenzahl wird angegeben, wieviel**
   Neutronen, ☐
   Protonen, ☐
   Neutronen und Protonen, ☐
   ein Atomkern enthält.

6. **Die Kernladungszahl gibt die**
   Anzahl der Neutronen, ☐
   Anzahl der Protonen, ☐
   Anzahl der Protonen und Neutronen an. ☐

7. **Was gilt für die Anzahl der positiv geladenen Protonen und der negativ geladenen Elektronen, wenn sich ein Atom im ungeladenen Zustand befindet?**
   Protonenzahl größer als Elektronenzahl ☐
   Protonenzahl kleiner als Elektronenzahl ☐
   Protonenzahl gleich Elektronenzahl ☐

8. **Was geschieht, wenn aus der Hülle eines Atoms ein Elektron entfernt wird?**
   Das Atom wird zum positiven Ion. ☐
   Das Atom wird zum negativen Ion. ☐
   Das Atom zerfällt. ☐

9. **Was geschieht, wenn ein Atom ein zusätzliches Elektron in seine Hülle aufnimmt?**
   Das Atom gibt dafür ein Proton ab. ☐
   Das Atom wird zum positiven Ion. ☐
   Das Atom wird zum negativen Ion. ☐

10. **Wodurch unterscheiden sich die Atomkerne verschiedener chemischer Elemente voneinander?**
    Durch die Neutronenzahl ☐
    Durch die Massenzahl ☐
    Durch die Kernladungszahl ☐

11. **Worin unterscheiden sich die Isotope eines Elements?**
    In der Anzahl der Neutronen ☐
    In der Anzahl der Protonen ☐
    In der Anzahl der Elektronen ☐

12. **Die positiv geladenen Protonen eines Atomkerns stoßen einander ab. Wodurch wird verhindert, daß der Kern auseinanderfällt?**
    Die negativen Ladungen der Elektronenhülle wirken dagegen. ☐
    Zwischen den Nukleonen (Kernteilchen) sind starke Kernkräfte wirksam. ☐
    Die Neutronen neutralisieren die Ladungen der Protonen. ☐

13. **Die Reichweite der Kernkräfte**
    ist im Prinzip unendlich groß, ☐
    erfaßt gerade eben noch den äußeren Bereich der Elektronenhülle ($\approx 10^{-10}$ m), ☐
    ist extrem kurz ($\approx 10^{-15}$ m). ☐

14. **Was geschieht, wenn z. B. zwei Protonen und zwei Neutronen zu einem Heliumkern zusammengefügt werden?**
    Zur Stabilisierung fängt der Kern zusätzlich Hüllelektronen ein. ☐
    Ein kleiner Teil der Nukleonenmasse wird in Energie umgewandelt und diese wird abgestrahlt. ☐
    Der Kern nimmt aus der Umgebung Energie auf, um die Teilchen zusammenhalten zu können. ☐

15. **Was gibt der Massendefekt an, der beim Zusammenschluß von Nukleonen zu einem Atomkern auftritt?**
    Energie, mit der die Nukleonen im Kern gebunden sind. ☐
    Die Masse des Atoms, abzüglich der Masse der Hüllelektronen. ☐
    Die Masse der bei der Ionisation verloren gegangenen Elektronen. ☐

16. **Bei welchen Nukliden ist die Bindungsenergie je Nukleon am geringsten?**
    Bei den leichtesten Nukliden, ☐
    bei den schwersten Nukliden, ☐
    bei den mittelschweren Nukliden. ☐

17. **In welcher Größenordnung liegt die Bindungsenergie je Nukleon (von den leichtesten Nukliden abgesehen)? Sie liegt zwischen**
    7 eV und 9 eV, ☐
    1 MeV und 3 MeV, ☐
    7 MeV und 9 MeV. ☐

18. **Durch welche Gleichung wird die Äquivalenz von Masse und Energie beschrieben?**
    $W = m \cdot c$ ☐
    $W = m \cdot c^2$ ☐
    $W = \frac{m}{c^2}$ ☐

10.2 Kernumwandlungen und Radioaktivität

1. Wie nennt man Atome, die ohne Einwirkung von außen Strahlen aussenden?
- ionisiert ☐
- radioaktiv ☐
- elektrisch geladen ☐

2. Wie nennt man die Kerne radioaktiver Atome?
- Radionuklide ☐
- Isotope ☐
- Nuklide ☐

3. Welche Eigenschaft der Strahlen, die von radioaktiven Atomkernen ausgesandt werden, benutzt man zu ihrer genaueren Bezeichnung? Die Eigenschaft,
- dünne Materialschichten zu durchdringen, ☐
- Stoffe zu ionisieren, ☐
- durch ein Magnetfeld abgelenkt zu werden. ☐

4. Woraus bestehen Alphateilchen? Aus
- 2 Protonen, ☐
- 2 Neutronen, ☐
- 2 Protonen und 2 Neutronen ☐

5. Wie groß ist die Anfangsgeschwindigkeit der aus radioaktiven Atomkernen austretenden Alphateilchen?
- etwa 1 500 km/s ☐
- etwa 15 000 m/s ☐
- etwa 15 000 km/s ☐

6. In welche Teilchen kann ein Neutron zerfallen?
- In 2 Elektronen ☐
- In 1 Proton und 1 Elektron ☐
- In 2 Protonen ☐

7. Was sind Betateilchen?
- Protonen ☐
- Neutronen ☐
- Elektronen ☐

8. In welchem Bereich liegt die Austrittsgeschwindigkeit von Betateilchen, die aus Kernen radioaktiver Atome ausgesandt werden?
- 10 000 m/s bis 15 000 m/s ☐
- 10 000 km/s bis 15 000 km/s ☐
- 0 m/s bis fast 300 000 km/s ☐

9. Gammastrahlen sind elektromagnetische Wellen. Wie werden sie aus dem Atomkern abgegeben?
- In einzelnen Energieportionen (Quanten) ☐
- Als fortlaufender (kontinuierlicher) Energiestrom ☐
- Als elektrische Entladung ☐

10. Wie groß ist die Ausbreitungsgeschwindigkeit von Gammaquanten? Ungefähr
- 300 000 m/s ☐
- 300 000 km/s ☐
- 300 000 km/h ☐

11. Beim K-Einfang wird
- ein Proton von der Atomhülle eingefangen, ☐
- ein Hüllelektron vom Kern eingefangen, ☐
- ein Hüllelektron von einem Nachbaratom eingefangen. ☐

12. Die Halbwertszeit gibt die Zeit an, in der
- die Hälfte, ☐
- ein Viertel, ☐
- ein Zehntel ☐

der zu Beginn vorhandenen radioaktiven Atome zerfallen sind.

13. Zu Beginn eines Versuchs sind 12 000 000 Atome radioaktiv. Wieviel Atome sind nach Ablauf zweier Halbwertszeiten insgesamt zerfallen?
- 6 000 000 Atome ☐
- 3 000 000 Atome ☐
- 9 000 000 Atome ☐

14. Was wird durch die Aktivität angegeben?
- Anzahl der Kernumwandlungen ☐
- Anzahl der Kernumwandlungen pro Zeit ☐
- Anzahl der Kernumwandlungen pro Masse ☐

15. In welcher Einheit mißt man die Aktivität?
- Ampere (A) ☐
- Joule (J) ☐
- Becquerel (Bq) ☐

16. 1 g Radium–226 hat eine Aktivität von $3{,}67 \cdot 10^{10}$ Bq ($3{,}67 \cdot 10^{10}$ Kernumwandlungen pro Sekunde). Wie groß ist die Aktivität von 1 μg (1 Millionstel Gramm) Radium–226?
- $3{,}67 \cdot 10^{10}$ Bq ☐
- $3{,}67 \cdot 10^{4}$ Bq ☐
- $3{,}67 \cdot 10^{2}$ Bq ☐

17. Ein radioaktiver Strahler besitzt eine Aktivität von 5 000 Bq. Wieviel Kernumwandlungen finden in 1 min statt?
- 300 000 ☐
- 5 000 ☐
- 60 ☐

18. Was versteht man unter 1 mol eines Stoffes?
- Atommasse in mg ☐
- Atommasse in g ☐
- Atommasse in kg ☐

19. Welche Masse hat 1 mol U–238?
- 1 g ☐
- 2,38 g ☐
- 238 g ☐

20. Wieviel Teilchen enthält 1 mol eines Stoffes?
- 10^{6} Teilchen ☐
- $6{,}24 \cdot 10^{18}$ Teilchen ☐
- $6{,}023 \cdot 10^{23}$ Teilchen ☐

21. 1 μg Cs–137 hat eine Aktivität von etwa $3{,}2 \cdot 10^{6}$ Bq. Welche spezifische Aktivität ergibt sich, wenn dieses 1 μg in 1 t Wasser aufgelöst wird?
- $3{,}2 \cdot 10^{6}$ Bq/g ☐
- $3{,}2 \cdot 10^{6}$ Bq/kg ☐
- 3,2 Bq/g ☐

22. Wie hängen Halbwertszeit (HWZ) und spezifische Anfangsaktivität zusammen?
- Große HWZ bedeutet kleine spezifische Anfangsaktivität. ☐
- Große HWZ bedeutet große spezifische Anfangsaktivität. ☐
- Die HWZ ist ohne Einfluß auf die spezifische Anfangsaktivität. ☐

10.3 Das Wesen der Energie

1. Was benötigt man, um eine physikalische Arbeit zu verrichten?

elektrische Spannung ☐
Energie ☐
Geschwindigkeit ☐

2. In welcher Einheit mißt man die Energie?

Ampere (A) ☐
Newton (N) ☐
Joule (J) ☐

3. In welcher Einheit mißt man die Energie bei Kernreaktionen?

Joule (J) ☐
Kilowattstunden (kWh) ☐
Elektronvolt (eV) ☐

4. Was geschieht beim Verrichten einer physikalischen Arbeit?

Ein Stoff wandelt sich in einen anderen um. ☐

Die beteiligten Körper laden sich elektrisch auf. ☐

Es wird eine Energieform in eine andere umgewandelt. ☐

5. Durch den Wirkungsgrad wird angegeben:

$\frac{\text{nutzbare Energie}}{\text{aufgewendete Energie}}$ ☐

$\frac{\text{aufgewendete Energie}}{\text{nutzbare Energie}}$ ☐

nutzbare Energie x aufgewendete Energie ☐

6. Welche Aussage über den Wirkungsgrad von Geräten und Maschinen ist richtig? Der Wirkungsgrad ist immer

größer als 1, ☐
gleich 1, ☐
kleiner als 1. ☐

7. Wie groß ist etwa der Gesamtwirkungsgrad eines Kernkraftwerkes?

0,95 ☐
0,61 ☐
0,34 ☐

8. Welche Energie steht bei einem Kohlekraftwerk am Anfang der Energieumwandlungskette?

Wärmeenergie ☐
Kernenergie ☐
chemische Energie ☐

9. Welche Energie steht bei einem Kernkraftwerk am Anfang der Energieumwandlungskette?

Wärmeenergie ☐
Kernenergie ☐
chemische Energie ☐

10. In welchem Teil eines Kohle- oder Kernkraftwerkes wird potentielle Energie (Spannenergie) in Bewegungsenergie umgewandelt?

Turbine ☐
Kondensator ☐
Generator ☐

11. In welchem Teil eines Kohle- oder Kernkraftwerkes wird Bewegungsenergie in elektrische Energie umgewandelt?

Turbine ☐
Kondensator ☐
Generator ☐

12. In welcher Form treten in Kohle- und Kernkraftwerken Energieverluste auf?

als elektrische Energie ☐
als Wärmeenergie ☐
als Bewegungsenergie ☐

13. In welchem Zustand befinden sich die kleinsten Teilchen eines Stoffes bei –273,16 °C? Sie sind

in dauernder Bewegung, ☐
in Ruhe, ☐
in innerer Umwandlung. ☐

14. Was geschieht mit den kleinsten Teilchen eines Stoffes, wenn seine Temperatur steigt? Die kleinsten Teilchen

ziehen sich stärker an, ☐
verformen sich stärker, ☐
bewegen sich heftiger. ☐

15. Die innere Energie eines Stoffes ist

die chemische Energie des Stoffes, ☐

die Energie, die in Form der Teilchenbewegung vorliegt, ☐

die Energie der Atomkerne. ☐

16. Wie gelangt bei einem Kernkraftwerk die Wärme aus den heißen Brennstäben in das Kühlmittel Wasser?

durch Wärmestrahlung ☐

durch Stöße zwischen den kleinsten Teilchen von UO_2, Brennstabhülle und Wasser ☐

durch Gammastrahlung ☐

17. Ausgeschleuderte Alphateilchen werden an den umgebenden Atomen abgebremst. Was tritt dabei ein?

Die Atome werden elektrisch aufgeladen. ☐

Die Atome zerplatzen in mehrere Bruchstücke. ☐

Die Atome bewegen sich heftiger (Temperaturanstieg). ☐

18. Welcher Zusammenhang besteht bei Alphateilchen zwischen ihrer Geschwindigkeit und ihrer Energie?

Die Teilchenenergie steigt mit wachsender Geschwindigkeit. ☐

Die Teilchenenergie sinkt mit wachsender Geschwindigkeit. ☐

Die Teilchenenergie ist unabhängig von der Geschwindigkeit. ☐

19. Wie groß ist etwa die Geschwindigkeit thermischer Neutronen, die bei der Kernspaltung eingesetzt werden?

2 000 m/s ☐
2 000 m/min ☐
2 000 km/s ☐

20. Was geschieht mit einem Atomkern, der ein Alphateilchen aussendet?

Er verformt sich. ☐
Er lädt sich elektrisch auf. ☐
Er erfährt einen Rückstoß. ☐

10.4 Kernspaltung und Kettenreaktion

1. Welches natürliche Uranisotop wird für Kernspaltungen in Reaktoren verwendet?

Uran–234 ☐
Uran–235 ☐
Uran–238 ☐

2. Wie hoch ist der Gehalt an Uran–235 im natürlichen Uran?

0,7 % ☐
10,0 % ☐
50,0 % ☐

3. Welchen Anteil an Uran–235 besitzt angereichertes Uran, das in Kernkraftwerken verwendet wird?

1 - 2 % ☐
3 - 4 % ☐
8 - 10 % ☐

4. Durch welches Teilchen wird die Spaltung eines Urankerns ausgelöst?

Elektron ☐
Proton ☐
Neutron ☐

5. Was geschieht mit einem Urankern bei der Spaltung?

Zerfall in 2 Trümmerkerne und Neutronen ☐
Zerfall in 3 Trümmerkerne ☐
Zerfall in Protonen und Neutronen ☐

6. In welchem Jahr wurde durch die beiden deutschen Chemiker Hahn und Strassmann die Spaltung eines Kerns U–235 erstmals nachgewiesen?

1932 ☐
1938 ☐
1945 ☐

7. Bei einer Kernspaltung entstehen zwei Trümmerkerne. Welche Teilchen werden zusätzlich frei?

Neutronen ☐
Protonen ☐
Alphateilchen ☐

8. Wieviel Neutronen werden im Mittel bei jeder Kernspaltung frei?

1 Neutron ☐
2 bis 3 Neutronen ☐
10 Neutronen ☐

9. Durch welche Neutronen wird Uran–235 am effektivsten gespalten?

langsame Neutron ☐
mittelschnelle Neutronen ☐
schnelle Neutronen ☐

10. Ein Neutron löst eine Kernspaltung aus. Dabei entstehen z. B. 2 Neutronen. Wieviel Neutronen entstehen in der 10. Generation, wenn alle Neutronen der vorangegangenen Generationen Kernspaltungen ausgelöst haben?

20 Neutronen ☐
1 024 Neutronen ☐
1 000 000 Neutronen ☐

11. Wie groß ist bei der Spaltung eines Kerns U–235 die Summe der Massenzahlen von Trümmerkernen und frei gewordenen Neutronen?

Massenzahl 235 ☐
Massenzahl 236 ☐
Massenzahl 238 ☐

12. Wie heißt bei der folgenden Kernreaktionsgleichung die fehlende Massenzahl des Xenon-Isotops?

$${}^{235}_{92}U + {}^{1}_{0}n \rightarrow {}_{54}Xe + {}^{90}_{38}Sr + 3\,{}^{1}_{0}n$$

Massenzahl 90 ☐
Massenzahl 236 ☐
Massenzahl 143 ☐

13. Wieviel verschiedene Spaltprodukte (Radionuklide) entstehen bei der Kernspaltung? Etwa

100 verschiedene Spaltprodukte, ☐
200 verschiedene Spaltprodukte, ☐
300 verschiedene Spaltprodukte. ☐

14. Wieviel Energie wird bei einer einzigen Kernspaltung frei?

210 eV ☐
210 keV ☐
210 MeV ☐

15. Wie groß ist bei Uran–235 die kritische Masse (System in Kugelform sowie unreflektiert und unmoderiert)?

etwa 1 kg ☐
etwa 10 kg ☐
etwa 50 kg ☐

16. Was geschieht mit der Masse von 1 kg U–235, wenn alle Uranatome gespalten werden?

Durch die Vielzahl unterschiedlicher Spaltprodukte nimmt die Masse um 10 g zu. ☐

1 g der Gesamtmasse wird in Energie umgewandelt (Massenverlust). ☐

Die Massen sind vor und nach der Spaltung gleich. ☐

17. Neutronen mittlerer Geschwindigkeit werden von Uran–238 aufgenommen. Was geschieht dadurch letztlich?

Der Kern zerplatzt. ☐
Es entsteht Pu–239. ☐
Es entsteht U–235. ☐

18. Wodurch werden in der Natur sehr geringe Mengen von Pu–239 ständig neu gebildet?

Einige Urankerne spalten sich spontan und erzeugen dabei Plutonium. ☐

Neutronen der natürlichen Höhenstrahlung wandeln U-238 in drei Stufen zu Pu–239 um. ☐

Plutonium tritt in den natürlichen Uran-Zerfallsreihen auf. ☐

19. Das in der Natur vorkommende Thorium–232 kann mit Hilfe von Neutronen in ein spaltbares Uranisotop umgewandelt werden. Um welches Isotop handelt es sich?

Uran–233 ☐
Uran–235 ☐
Uran–238 ☐

20. Wie nennt man die gezielte Gewinnung von Pu–239 und U–233?

Ionisierung ☐
Kernspaltung ☐
Brüten (breeding) ☐

21. Was versteht man unter Mischoxid-Brennelementen? Sie enthalten

U–235 und U–238, ☐

die Spaltstoffe UO_2 und PuO_2, ☐

Uran in zwei verschiedenen Oxidationsstufen (UO_2, UO_3). ☐

10.5 Kontrollierte Kernspaltung

1. Wie nennt man eine Anlage, in der eine kontrollierte Kettenreaktion abläuft?

Reaktor .... ☐
Moderator .... ☐
Absorber .... ☐

2. Was entsteht bei der Spaltung eines Kerns U–235 außer den beiden Trümmerkernen?

2 bis 3 Alphateilchen .... ☐
2 bis 3 Protonen .... ☐
2 bis 3 Neutronen .... ☐

3. Welche Energie haben die bei der Kernspaltung frei werdenden Neutronen im Mittel?

etwa 1,5 eV (langsame Neutronen) .... ☐
etwa 1,5 keV (mittelschnelle Neutronen) .... ☐
etwa 1,5 MeV (schnelle Neutronen) .... ☐

4. Mit welchen Neutronen lassen sich die Kerne des U–235 am effektivsten spalten? Mit

schnellen Neutronen, ... ☐
mittelschnellen Neutronen, ... ☐
langsamen Neutronen. .... ☐

5. Wie nennt man den Stoff, mit dem in einem Reaktor die schnellen Neutronen gezielt abgebremst werden?

Spaltstoff .... ☐
Moderator .... ☐
Reflektor .... ☐

6. Welcher Stoff wird in Leichtwasserreaktoren als Moderator verwendet?

Wasser .... ☐
Bor .... ☐
Kohlenstoff (Graphit) .... ☐

7. Bei welchem Stoff müssen Neutronen die geringste Anzahl von Zusammenstößen ausführen, um auf niedrige Geschwindigkeiten abgebremst zu werden?

Wasserstoff ($^{1}_{1}H$) .... ☐

Deuterium ($^{2}_{1}H$) .... ☐

Kohlenstoff ($^{12}_{6}C$) .... ☐

8. Ein Moderator soll die schnellen Neutronen durch möglichst wenige Zusammenstöße auf niedrige Geschwindigkeiten abbremsen. Welche zweite Eigenschaft soll ein Moderator auch besitzen?

geringe Neigung zum Einfang von Neutronen .... ☐

große mechanische Festigkeit .... ☐

möglichst hoher Schmelzpunkt .... ☐

9. Bei welchem Stoff ist die Neigung, Neutronen zu absorbieren, besonders klein?

Wasserstoff ($^{1}_{1}H$) .... ☐

Deuterium ($^{2}_{1}H$) .... ☐

Kohlenstoff ($^{12}_{6}C$) .... ☐

10. Wird Wasser als Kühlmittel und Moderator verwendet, werden relativ viele Neutronen durch den Wasserstoff absorbiert. Wie gleicht man diesen Neutronenverlust aus? Durch

den Einsatz von Absorberstäben, ... ☐

Erhöhung des Anteils von U–235 auf 2 bis 4 %, ... ☐

Erhöhung der Temperatur des Kühlmittels Wasser. .... ☐

11. Wodurch läßt sich die Kettenreaktion in einem Reaktor steuern?

Veränderung der Anzahl der Brennstäbe .... ☐

Absorption einer mehr oder minder großen Anzahl von Neutronen .... ☐

Veränderung der durchlaufenden Kühlmittelmenge .... ☐

12. Welcher der genannten Stoffe eignet sich für die Herstellung von Steuerstäben?

Bor .... ☐
Blei .... ☐
Graphit .... ☐

13. Was geschieht, wenn Neutronen durch Bor absorbiert werden?

Neutronen werden abgebremst. .... ☐

Neutronen werden vernichtet. .... ☐

Neutronen werden von den Atomkernen des Bor aufgenommen und wandeln es in Lithium um. .... ☐

14. Wie verhält sich ein Reaktor, wenn die Steuerstäbe in ihrer ganzen Länge in den Reaktor gesenkt werden?

Die Kettenreaktion schwillt an. .... ☐

Die Kettenreaktion erlischt. .... ☐

Die Neutronen werden verstärkt abgebremst. .... ☐

15. In einem Leichtwasserreaktor kann es zu keiner unkontrollierten Kettenreaktion kommen, weil bei einem zu starken Temperaturanstieg das Wasser (der Moderator) verstärkt verdampft und dann

der Wasserdampf die Kernspaltung löscht, ... ☐

der Wasserdampf die Neutronen verstärkt absorbiert, ... ☐

pro Volumeneinheit nicht mehr genug Wasser zum Abbremsen der Neutronen vorhanden ist. .... ☐

16. Wieviel Prozent der Spaltneutronen werden bis zu 20 Sekunden verzögert von den Trümmerkernen abgegeben?

0,75 % .... ☐
3 % .... ☐
10 % .... ☐

17. Bei der Steuerung eines Reaktors läßt man die Neutronenzahl von Neutronengeneration zu Neutronengeneration um weniger als

10 %, ... ☐
3 %, ... ☐
0,75 % .... ☐
ansteigen.

18. Wie nennt man Reaktoren, bei denen Spaltstoff und Moderator räumlich getrennt angeordnet sind?

homogener Reaktor .... ☐
heterogener Reaktor .... ☐
kritischer Reaktor .... ☐

19. Wie nennt man Reaktoren, bei denen Spaltstoff und Moderator miteinander gemischt sind?

homogener Reaktor .... ☐
heterogener Reaktor .... ☐
kritischer Reaktor .... ☐

20. **Unter welcher Voraussetzung läßt sich auch mit Natururan (0,7 % U–235) ein heterogener Reaktor betreiben?**
Einstellen nicht zu hoher Reaktortemperaturen .... ☐
Einsatz geringer Uranmengen .... ☐
Verwendung von Schwerem Wasser (D_2O) oder Graphit als Moderator .... ☐

21. **Wie konnte in Gabun (Westafrika) vor mehr als 1 Milliarde Jahren ein Naturreaktor mit Wasser als Moderator mehrere hunderttausend Jahre lang in Betrieb sein?**
Das als Moderator wirkende Wasser stand im Erdreich unter sehr hohem Druck. .... ☐
Das Uran war von einer sehr dicken Eisenerzschicht umgeben. .... ☐
Vor so langer Zeit waren im Natururan etwa 3 % U–235 enthalten. .... ☐

22. **In welcher Form liegt das Uran in Anreicherungsanlagen vor, in denen der Anteil an U–235 von 0,7 % auf 3 bis 4 % erhöht wird?**
metallisches Uran .... ☐
Gas Uranhexafluorid (UF_6) .... ☐
Urandioxid (UO_2) .... ☐

10.6 Kernkraftwerke

1. **Welchem Teil eines herkömmlichen Kohlekraftwerkes entspricht der Reaktor eines Kernkraftwerkes?**
Dampfkessel .... ☐
Dampfturbine .... ☐
Generator .... ☐

2. **Wie groß ist die Menge an Uran in einem Kernkraftwerk (z. B. Siedewasserreaktor Krümmel, Druckwasserreaktor Brokdorf)?**
etwa 10 - 20 t .... ☐
etwa 100 - 150 t .... ☐
etwa 500 - 800 t .... ☐

3. **In welcher chemischen Form wird das Uran in Leichtwasserreaktoren verwendet?**
metallisches Uran .... ☐
Urandioxid (UO_2) .... ☐
Uranhexafluorid (UF_6) .... ☐

4. **Wie lang sind die Brennstäbe von Leichtwasserreaktoren (Bundesrepublik Deutschland)?**
etwa 0,5 - 1 m .... ☐
etwa 3,5 - 4,5 m .... ☐
etwa 8 - 10 m .... ☐

5. **Wieviel Brennstäbe befinden sich in den Reaktoren der Kernkraftwerke Krümmel bzw. Brokdorf?**
etwa 5 000 - 10 000 .... ☐
etwa 10 000 - 20 000 .... ☐
etwa 45 000 - 65 000 .... ☐

6. **Welcher Stoff wird in heutigen Leichtwasserreaktoren als Kühlmittel eingesetzt?**
Heliumgas .... ☐
Wasserdampf .... ☐
Wasser .... ☐

7. **Wieviel Kühlkreisläufe (außer Kondensatorkreislauf) besitzt ein Kernkraftwerk mit Siedewasserreaktor?**
3 Kühlkreisläufe .... ☐
2 Kühlkreisläufe .... ☐
1 Kühlkreislauf .... ☐

8. **Wieviel Kühlkreisläufe (außer Kondensatorkreislauf) besitzt ein Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor?**
3 Kühlkreisläufe .... ☐
2 Kühlkreisläufe .... ☐
1 Kühlkreislauf .... ☐

9. **In Brutreaktoren finden Kernspaltungen statt (Energiegewinnung). Gleichzeitig wird**
aus U–238 das Isotop U–235 erbrütet, ... ☐
aus U–238 das Isotop U–233 erbrütet, ... ☐
aus U–238 Pu–239 erbrütet. .... ☐

10. **Welche Neutronen werden in Brutreaktoren verwendet?**
schnelle Neutronen .... ☐
mittelschnelle Neutronen .... ☐
langsame Neutronen .... ☐

11. **Der Reaktorkern eines Schnellen Brüters besteht aus zwei Zonen. Im Innern befinden sich Brennstäbe, in denen vorwiegend Kernspaltungen stattfinden. Was befindet sich als Mantel um den Kern?**
der Moderator .... ☐
das Absorbermaterial .... ☐
die Brutzone .... ☐

12. **Wie hoch ist der Spaltstoffanteil (UO_2/PuO_2) in der Spaltzone des Schnellen Brüters Superphénix I?**
etwa 3 % .... ☐
etwa 15 % .... ☐
etwa 50 % .... ☐

13. **Welche Kühlmittel werden heute in Brutreaktoren verwendet?**

a) Primärkühlkreis
Natrium .... ☐
Helium .... ☐
Wasser .... ☐

b) Sekundärkühlkreis
Natrium .... ☐
Helium .... ☐
Wasser .... ☐

c) Tertiärkühlkreis (Arbeitsmittel)
Natrium .... ☐
Helium .... ☐
Wasser .... ☐

14. **Welcher Spaltstoff (Erstkern) wurde im Thorium-Hochtemperaturreaktor THTR 300 verwendet?**
U–233 .... ☐
U–235 .... ☐
Pu–239 .... ☐

15. Im THTR 300 wurde aus Thorium–232 neuer Spaltstoff erbrütet. Es handelte sich um

U–233, ... ☐
U–235, ... ☐
Pu–239. .... ☐

16. Welche Form hatten die Brennelemente des THTR 300?

Metallröhren .... ☐
Graphitkugeln .... ☐
Metallquader .... ☐

17. Welche Temperatur erreichte das Gas, das den Reaktorkern des THTR 300 durchströmte?

etwa 280 °C .... ☐
etwa 550 °C .... ☐
etwa 750 °C .... ☐

18. Wieviel Kühlkreise (außer Kondensatorkühlkreis) besaß der THTR 300?

1 Kühlkreis .... ☐
2 Kühlkreise .... ☐
3 Kühlkreise .... ☐

19. Wieviel Brennelementkugeln befanden sich im Reaktor des THTR 300?

6 000 .... ☐
360 000 .... ☐
6 000 000 .... ☐

20. Um welchen Reaktortyp handelte es sich beim RBMK 1000/Tschernobyl?

Siedewasserreaktor .... ☐
Druckwasserreaktor .... ☐
Schneller Brüter .... ☐

21. Welcher Spaltstoff (Erstkern) wurde beim RBMK 1000/Tschernobyl verwendet?

U–233 .... ☐
U–235 .... ☐
Pu–239 .... ☐

22. Mit welchem Moderator wurden beim RBMK 1000/Tschernobyl die schnellen Neutronen auf langsame Geschwindigkeiten abgebremst?

mit Leichtem Wasser (H_2O) .... ☐
mit Schwerem Wasser (D_2O) .... ☐
mit Kohlenstoff (Graphit) .... ☐

23. Der RBMK 1000/Tschernobyl hatte statt eines einzelnen Reaktordruckgefäßes (in der BRD üblich)

2 getrennt angeordnete Reaktordruckgefäße, ... ☐

10 getrennt angeordnete Reaktordruckgefäße, ... ☐

über 1 600 Druckröhren, in denen sich die Brennelemente befanden. .... ☐

24. Wie verhält sich ein Reaktor vom Typ RBMK 1000/Tschernobyl, wenn durch Temperaturanstieg mehr Dampfblasen entstehen? Die Anzahl der Kernspaltungen

ändert sich dadurch nicht, ... ☐
nimmt ab, ... ☐
nimmt zu. .... ☐

25. Zum Reaktorunfall von Tschernobyl am 26. April 1986 kam es durch

einen unkontrollierten Temperaturanstieg, ... ☐
Verwendung eines ungeeigneten Spaltstoffes, ... ☐
Versagen des Moderators. .... ☐

10.7 Sicherheitseinrichtungen bei Kernkraftwerken

1. Bei der Kernspaltung entstehen zwei Trümmerkerne und zwei bis drei Neutronen. Welche Strahlung wird zusätzlich ausgesandt?

Alphastrahlen ☐
Betastrahlen ☐
Gammastrahlen ☐

2. Die bei der Kernspaltung entstehenden Trümmerkerne sind

nicht radioaktiv, ☐
meist radioaktiv, ☐
nur in den ersten 10 Sekunden radioaktiv. ☐

3. Auch ursprünglich nicht radioaktive Materialien, die sich im Reaktor oder in seiner unmittelbaren Nähe befinden, können durch die

Gammastrahlen, ☐
Neutronenstrahlen, ☐
Betastrahlen ☐

radioaktiv werden.

4. Wodurch entsteht auch in einem abgeschalteten Kernreaktor Wärme?

Die Regelstäbe geben die gespeicherte Wärme langsam ab. ☐

Die Spaltprodukte zerfallen weiter und erzeugen Wärme. ☐

Es finden noch vereinzelt Kernspaltungen statt. ☐

5. Sicherheitsbarrieren verhindern das Austreten radioaktiver Stoffe.

a) Die erste Sicherheitsbarriere ist die

Kristallstruktur der UO_2-Tabletten, ☐
das Kühlmittel, das die Brennstäbe umgibt, ☐
die Brennstabhülle. ☐

b) Die zweite Sicherheitsbarriere ist

die Brennstabhülle, ☐
der biologische Schild, ☐
das Reaktorgebäude. ☐

c) Die dritte Sicherheitsbarriere ist

die Brennstabhülle, ☐
das Reaktordruckgefäß, ☐
das Reaktorgebäude. ☐

d) Die vierte Sicherheitsbarriere ist

das Reaktordruckgefäß, ☐
der Sicherheitsbehälter, ☐
das Reaktorgebäude. ☐

6. Wie stark ist die Wand eines Reaktordruckgefäßes?

etwa 2 - 3 cm ☐
etwa 10 - 20 cm ☐
etwa 40 - 50 cm ☐

7. Warum besitzt der Sicherheitsbehälter eine zusätzliche Dichthaut?

Weil dadurch das Rosten des Sicherheitsbehälters verringert werden kann. ☐

Weil durch die „Haut" eine zusätzliche Abdichtung erreicht wird (Behälter dieser Größe lassen sich nicht absolut gasdicht herstellen). ☐

Weil die Dichthaut das Eindringen von Regenwasser verhindert. ☐

8. Welche Aufgabe hat der biologische Schild?

Neutronenmoderator ☐

Abstützen des Reaktordruckgefäßes ☐

Abschirmung der Neutronen- und Gammastrahlung ☐

9. Unter welcher Voraussetzung dürfen Kernkraftwerke radioaktive Stoffe an die Umgebung abgeben?

Es dürfen nur genehmigte Mengen kontrolliert abgegeben werden. ☐

Eine Abgabe ist nur bei geeigneten Wetterbedingungen erlaubt. ☐

Die abgegebenen Radionuklide müssen eine Halbwertszeit haben, die kleiner als ein Jahr ist. ☐

10. Bei der kontrollierten Abgabe radioaktiver Stoffe unterscheidet man zwischen Genehmigungswert und Abgabewert. In der Praxis gilt:

Der Abgabewert ist stets so groß wie der Genehmigungswert. ☐

Der Abgabwert ist stets kleiner als der Genehmigungswert. ☐

Der Abgabewert ist stets größer als der Genehmigungswert. ☐

11. Einige gasförmige radioaktive Stoffe durchlaufen eine Verzögerungsstrecke, ehe sie in genehmigten Mengen über den Abluftkamin abgegeben werden. Die Verzögerungsstrecke bewirkt,

daß nicht zuviel radioaktive Gase auf einmal abgegeben werden, ☐

daß die radioaktiven Gase zurückgehalten werden,bis eine ausreichende Windstärke herrscht, ☐

daß die Aktivität einiger Radionuklide beim langsamen Durchlaufen abklingt (mehrere Halbwertszeiten vergehen). ☐

12. Warum können radioaktive Edelgase in größeren Konzentrationen an die Umgebung abgegeben werden?

Alle radioaktiven Edelgase haben eine sehr kurze Halbwertszeit. ☐

Die radioaktiven Edelgase verteilen sich besonders schnell in der Luft. ☐

Edelgase gehen keine chemischen Verbindungen ein und sind deshalb für den menschlichen Körper relativ ungefährlich. ☐

13. Worauf beruhen die guten Filtereigenschaften von Aktivkohle?

Kohlenstoff geht mit den Verunreinigungen der Luft eine chemische Verbindung ein. ☐

Durch ihre Porösität besitzen Kohlenstoffteilchen eine sehr große Oberfläche, an der sich gasförmige Stoffe anlagern können. ☐

Aktivkohle ist für radioaktive Gase undurchdringlich. ☐

14. Warum ist der Luftdruck im Reaktorgebäude etwas niedriger als der äußere Luftdruck?

Es ist für das Bedienungspersonal angenehmer. ☐

Die Gebäudewände brauchen dann nur einem geringeren Druck standzuhalten. ☐

Bei Undichtigkeiten kann keine Gebäudeluft nach außen gelangen. ☐

15. Bei einem Siedewasserreaktor ist der Dampf, der durch die Turbine strömt, mit radioaktiven Stoffen verunreinigt. Damit er nicht aus den Dichtungen der Turbinenwelle austritt,

werden besonders gut abgedichtete Schmiermittel verwendet, ☐

werden um die Welle Kammern angeordnet, in denen sich Unter- und Überdruckzonen aufbauen lassen, ☐

wird der Dampf am Wellenende kondensiert. ☐

16. Radioaktive Stoffe aus der Turbine können nicht mit dem Kühlwasser in den Fluß gelangen, weil

die Rohrleitungen für das Kühlwasser niemals reißen können, ☐

der Druck in der Kühlwasserleitung sehr viel größer ist als der Druck im Kondensator, ☐

Dampf sich immer von Wasser getrennt hält. ☐

17. Wie müssen drei Ventile angeordnet werden, die bei einem Störfall das Absperren einer Dampfleitung sicherstellen sollen (Redundanz in der Schließfunktion)?

Ventile in Reihe (Serie) ☐
Ventile parallel ☐
jeweils nur 1 Ventil ☐

18. Wie müssen drei Ventile angeordnet werden, die im Störfall zusätzlich Kühlwasser in den Reaktor strömen lassen sollen (Redundanz in der Öffnungsfunktion)?

Ventile in Reihe (Serie) ☐
Ventile parallel ☐
jeweils nur 1 Ventil ☐

19. Mit welchem Namen bezeichnet man die sicherheitstechnische Mehrfachanordnung eines Systems?

Redundanz ☐
Diversität ☐
Kritikalität ☐

20. Wie wird der unterschiedliche technische Aufbau von Anlagen, die dem gleichen sicherheitstechnischen Zweck dienen, genannt (z. B. Pumpen elektrisch, hydraulisch und pneumatisch betrieben)?

Redundanz ☐
Diversität ☐
Kritikalität ☐

21. Durch die Notkühlsysteme eines Reaktors soll sichergestellt werden, daß

keine zusätzliche Strahlung in die Umgebung eines Kernkraftwerkes gelangt, ☐

die Neutronen durch Wasser weiter moderiert werden, ☐

die Brennelemente auch bei einem großen Störfall mit Kühlmittel versorgt werden. ☐

22. Wieviele voneinander unabhängige Notkühlsysteme besitzt ein Kernkraftwerk?

zwei Notkühlsysteme ☐
drei Notkühlsysteme ☐
vier Notkühlsysteme ☐

23. Wie kann eine Notkühlung fortgesetzt werden, auch wenn die Wasservorräte innerhalb und außerhalb des Sicherheitsbehälters verbraucht sind?

Die Notkühlung wird mit einem Gebläse fortgesetzt. ☐

Die Brennelemente werden mit Tiefkühlaggregaten gekühlt. ☐

Das Wasser, das sich im sogenannten Sumpf des Sicherheitsbehälters sammelt, wird in das Reaktordruckgefäß zurückgepumpt. ☐

24. Warum besitzt das Notkühlsystem einen Wärmetauscher außerhalb des Sicherheitsbehälters?

Bei einer Notkühlung wird das Wasser erwärmt,ehe es in den Reaktor gepumpt wird. ☐

Die Nachzerfallswärme, die das Wasser aufnimmt, wird über den Wärmetauscher an die Umgebung abgegeben. ☐

Über den Wärmetauscher wird das Wasser aller Notkühlleitungen auf gleiche Temperatur gebracht. ☐

25. Warum wird im Kernkraftwerk Krümmel der Sicherheitsbehälter während des Betriebes mit Stickstoff gefüllt?

Stickstoff wirkt sich günstig auf die kontrollierte Kettenreaktion aus. ☐

Stickstoff schützt den Sicherheitsbehälter vor Korrosion. ☐

In einer Stickstoffatmosphäre kann der bei einem Störfall möglicherweise entstehende Wasserstoff nicht verbrennen. ☐

26. Wodurch wird bei einem Kernkraftwerk ein störungsfreier Normalbetrieb gewährleistet?

Der Reaktor wird mehrmals jährlich zur Revision abgeschaltet. ☐

Es findet ein möglichst häufiger Brennelementwechsel statt. ☐

Qualitätssicherung/
hohe Sicherheitsreserven/
fachkundiges Personal ☐

27. Worin liegt die Hauptaufgabe bei der Bewältigung eines Störfalls?

Kettenreaktion möglichst schnell wieder in Gang bringen. ☐

Brennelemente weiter kühlen (Nachzerfallswärme abführen). ☐

Den Sicherheitsbehälter luftleer pumpen. ☐

10.8 Der Brennstoffkreislauf und die Entsorgung eines Kernkraftwerkes

1. **Wieviel Gramm Uran enthält im Mittel 1 t Gestein der Erdrinde?**
   0,1 g ☐
   3 g ☐
   100 g ☐

2. **Bei der Urangewinnung wird durch chemische Verfahren ein Stoff hergestellt, der wegen seiner gelben Farbe "Yellow Cake" genannt wird. Es ist**
   Urandioxid / UO_2, ☐
   Uranylsulfat / $UO_2(SO_4)$, ☐
   Ammoniumdiuranat / $(NH_4)_2 U_2 O_7$. ☐

3. **Bei der Anreicherung wird der Gehalt an**
   U–233 ☐
   U–234 ☐
   U–235 ☐
   erhöht.

4. **In welcher chemischen Form liegt das Uran in der Anreicherungsanlage vor?**
   Urandioxid / UO_2 ☐
   Urantrioxid / UO_3 ☐
   Uranhexafluorid / UF_6 ☐

5. **Zur Herstellung von Brennelementen wird das an U–235 angereicherte Uranhexafluorid wieder umgewandelt zu**
   Urandioxid / UO_2, ☐
   Urantrioxid / UO_3, ☐
   Uranylsulfat / $UO_2(SO_4)$. ☐

6. **Mehrere Brennstäbe, die zu einem Bündel zusammengefaßt sind, nennt man**
   Brennstab-Aggregat, ☐
   Brennelement, ☐
   Brennstab-Satz. ☐

7. **Die spezifische Aktivität der Spaltprodukte ist etwa**
   10^5 mal, ☐
   10^{10} mal, ☐
   10^{15} mal ☐
   größer als die spezifische Aktivität des Urans.

8. **Welches chemische Element tritt bei Kernspaltungen als häufigstes Spaltprodukt auf (größter prozentualer Anteil)?**
   Xenon ☐
   Jod ☐
   Cäsium ☐

9. **Warum kann das Edelgas Xenon, das beim Öffnen der Brennstäbe frei wird, an die Umgebung abgegeben werden?**
   Xenon steigt in mindestens 20 km Höhe auf und ist deshalb für das Leben auf der Erde ungefährlich. ☐
   Es fallen nur geringste Mengen Xenon an. ☐
   Wegen seiner kurzen Halbwertszeit ist Xenon praktisch nicht mehr radioaktiv. ☐

10. **Warum werden ausgebrannte Brennelemente für etwa 100 Tage in einem Wasserbecken des Kernkraftwerkes gelagert?**
    Sie müssen vor dem Abtransport gründlich gereinigt werden. ☐
    Es stehen nicht genügend Transportbehälter zur Verfügung. ☐
    Die Spaltprodukte mit kurzen Halbwertszeiten zerfallen in dieser Zeit fast vollständig (spez. Aktivität der Brennstäbe nimmt sehr stark ab). ☐

11. **Die Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente läuft in mehreren Schritten ab.**
    a) **In einem ersten Schritt werden die Brennstäbe**
    in offener Flamme erhitzt, ☐
    in 5 cm lange Stücke zersägt, ☐
    in Salpetersäure gereinigt. ☐
    b) **Der zweite Verarbeitungsschritt sieht vor, daß der abgebrannte Brennstoff aus den offenen Brennstababschnitten mit Hilfe von**
    Preßluft herausgeblasen, ☐
    Hitze herausgeschmolzen, ☐
    heißer Salpetersäure herausgelöst wird. ☐
    c) **Beim dritten wichtigen Verarbeitungsschritt wird eine organische Flüssigkeit (Tri-n-Butyl-Phosphat + Kerosin) eingesetzt. Damit lassen sich**
    Uran und Plutonium von den Spaltprodukten + Aktiniden abtrennen, ☐
    Uran–235 von Uran–238 trennen, ☐
    die Edelgase von den festen Stoffen trennen. ☐

12. **Welche Endlagerung ist für radioaktive Abfälle vorgesehen?**
    Oberirdische Lagerung in Gebäuden mit besonders dicken Wänden ☐
    Lagerung auf dem Meeresgrund ☐
    Lagerung in geeigneten Erdschichten (Salzstock, ausgedientes Eisenerzbergwerk) ☐

13. **Was geschieht z. Z. am Ende des Wiederaufarbeitungsprozesses mit der hochaktiven Spaltproduktlösung?**
    Die gelösten Spaltprodukte werden abgetrennt und in Stahlfässern verpackt. ☐
    Die Lösung wird in gekühlten Edelstahltanks gelagert, damit die Aktivität weiter abklingt. ☐
    Die Lösung wird mit schwachaktiven Abfällen gemischt und in Stahlfässern verpackt. ☐

14. **Welche sichere Endlagerung ist für hochaktive Abfälle vorgesehen?**
    Einschmelzen in Glas und Endlagerung in Salzbergwerken ☐
    Rückführung in die Reaktoren der Kernkraftwerke ☐
    Aufbewahrung in oberirdischen, besonders abgesicherten Lagerhallen ☐

15. **Außer den radioaktiven Spaltprodukten fallen in einem Kernkraftwerk feste, flüssige und gasförmige Reaktorbetriebsabfälle an. Bei einem 1 300MW-Kernkraftwerk mit Siedewasserreaktor sind das jährlich etwa**
    160 m^3, ☐
    360 m^3, ☐
    660 m^3. ☐

10.9 Strahlenmessung und die Strahlenbelastung des Menschen

1. Was wird durch die Energiedosis angegeben?
- absorbierte Strahlungsenergie ☐
- absorbierte Strahlungsenergie pro Zeit ☐
- absorbierte Strahlungsenergie pro Masse ☐

2. In welcher Einheit mißt man die Energiedosis?
- J/kg ☐
- Bq/kg ☐
- Sv/a ☐

3. Die biologische Wirkung ionisierender Strahlen kann nicht allein durch die pro Masse absorbierte Energie angegeben werden. Es ist notwendig, den Quotienten
- mit dem Faktor 2,5 zu multiplizieren, ☐
- mit einem Qualitätsfaktor zu multiplizieren, ☐
- mit der Bestrahlungszeit zu multiplizieren. ☐

4. Zwei biologische Objekte A und B besitzen die gleiche Masse. A wird mit Gammastrahlen, B mit Alphastrahlen solange bestrahlt, bis beide gleich viel Energie absorbiert haben. Dann ist die biologische Wirkung
- bei A 20mal größer als bei B, ☐
- bei B 20mal größer als bei A, ☐
- bei A so groß wie bei B. ☐

5. In welcher Einheit mißt man die Äquivalentdosis?
- Sievert (Sv) ☐
- Becquerel (Bq) ☐
- Joule (J) ☐

6. Die Äquivalentdosisleistung gibt die Äquivalentdosis pro Zeit an. Sie wird in der Einheit
- Bq/a, ☐
- J/a, ☐
- Sv/a ☐

gemessen.

7. Wie werden die Strahlenschäden unterteilt?
- Schäden, hervorgerufen durch Teilchenstrahlung und durch Wellenstrahlung ☐
- somatische und genetische Schäden ☐
- Schäden < 50 mSv und Schäden > 50 mSv ☐

8. Bei welcher einmaligen Ganzkörperbestrahlung treten im menschlichen Organismus erste klinisch faßbare Bestrahlungseffekte auf?
- ab etwa 250 mSv ☐
- ab etwa 50 mSv ☐
- ab etwa 0,30 mSv ☐

9. Welcher Grenzwert der effektiven Äquivalentdosisleistung gilt in der Bundesrepublik Deutschland für strahlenexponierte Personen?
- 25 mSv/a ☐
- 50 mSv/a ☐
- 250 mSv/a ☐

10. Welcher Grenzwert für die Ganzkörperbelastung der Bevölkerung durch radioaktive Ableitungen aus kerntechnischen Anlagen (jeweils über Luftpfad und Wasserpfad) gilt in der Bundesrepublik Deutschland?
- 30 mSv/a ☐
- 3 mSv/a ☐
- 0,3 mSv/a ☐

11. Die kosmische Strahlung hat ihren Ursprung
- im Mond, ☐
- im Mars, ☐
- in der Sonne und anderen Sternensystemen. ☐

12. Die Intensität der kosmischen Strahlung ist von der Höhe über dem Meeresspiegel abhängig. Sie
- steigt mit zunehmender Höhe, ☐
- sinkt mit zunehmender Höhe, ☐
- steigt und sinkt abwechselnd alle 1 000 m. ☐

13. Wodurch wird die terrestrische Strahlung verursacht?
- Durch besonders hartes Gestein ☐
- Durch die gesamte Erdmaterie ☐
- Durch Lava von Vulkanausbrüchen ☐

14. Die terrestrische Strahlung
- ist überall auf der Erde gleich, ☐
- schwankt in Abhängigkeit vom geologischen Untergrund, ☐
- tritt nur im Gebirge oberhalb 1 000 m auf. ☐

15. Der menschliche Körper besitzt eine Eigenstrahlung. Sie tritt auf, weil
- der Mensch durch die kosmische Strahlung dauernd bestrahlt wird, ☐
- natürliche radioaktive Elemente mit der Nahrung und der Atmung in den Körper aufgenommen werden, ☐
- die Haut des Menschen durch radioaktiven Staub verunreinigt ist. ☐

16. Bei der natürlichen Strahlenexposition des Menschen ist die Bestrahlung
- von außen so groß wie die von innen, ☐
- von außen größer als von innen, ☐
- von innen größer als von außen. ☐

17. Die Organe des Menschen werden durch die natürliche Strahlung unterschiedlich stark belastet. Die stärkste Belastung ergibt sich für
- die Keimdrüsen, ☐
- die Knochen, ☐
- die Lungen. ☐

18. Wie groß ist die mittlere natürliche Strahlenexposition in der Bundesrepublik (effektive Äquivalentdosisleistung)?
- 2,4 mSv/a ☐
- 1,5 mSv/a ☐
- 0,3 mSv/a ☐

19. Die zivilisatorisch bedingte Strahlenexposition wird im wesentlichen durch
- das Fernsehen, ☐
- die Kernkraftwerke, ☐
- die medizinischen Strahlenanwendungen verursacht. ☐

20. Die zivilisatorisch bedingte Strahlenexposition des Menschen beträgt im Mittel
- 155 mSv/a, ☐
- 15,5 mSv/a, ☐
- 1,55 mSv/a. ☐

21. Der Anteil der Kernkraftwerke an der zivilisatorisch bedingten Strahlenexposition beträgt weniger als
- 1 mSv/a, ☐
- 0,1 mSv/a, ☐
- 0,01 mSv/a. ☐

10.10 Lösungen zu den Übungsaufgaben

Zu 10.1:

1. ☐	2. ☐	3. ☐	4. ☒	5. ☐	6. ☐	7. ☐	8. ☒
☒	☐	☐	☐	☐	☒	☐	☐
☐	☒	☒	☐	☒	☐	☒	☐

9. ☐	10. ☐	11. ☒	12. ☐	13. ☐	14. ☐	15. ☒	16. ☒
☐	☐	☐	☒	☐	☒	☐	☐
☒	☒	☐	☐	☒	☐	☐	☐

17. ☐	18. ☐
☐	☒
☒	☐

Zu 10.2:

1. ☐	2. ☒	3. ☐	4. ☐	5. ☐	6. ☐	7. ☐	8. ☐
☒	☐	☒	☐	☐	☒	☐	☐
☐	☐	☐	☒	☒	☐	☒	☒

9. ☒	10. ☐	11. ☐	12. ☒	13. ☐	14. ☐	15. ☐	16. ☐
☐	☒	☒	☐	☐	☒	☐	☒
☐	☐	☐	☐	☒	☐	☒	☐

17. ☒	18. ☐	19. ☐	20. ☐	21. ☐	22. ☒
☐	☒	☐	☐	☐	☐
☐	☐	☒	☒	☒	☐

Zu 10.3:

1. ☐	2. ☐	3. ☐	4. ☐	5. ☒	6. ☐	7. ☐	8. ☐
☒	☐	☐	☐	☐	☐	☐	☐
☐	☒	☒	☒	☐	☒	☒	☒

9. ☐	10. ☒	11. ☐	12. ☐	13. ☐	14. ☐	15. ☐	16. ☐
☒	☐	☐	☒	☒	☐	☒	☒
☐	☐	☒	☐	☐	☒	☐	☐

17. ☐	18. ☒	19. ☒	20. ☐
☐	☐	☐	☐
☒	☐	☐	☒

Zu 10.4:

1. ☐	2. ☒	3. ☐	4. ☐	5. ☒	6. ☐	7. ☒	8. ☐
☒	☐	☒	☐	☐	☒	☐	☒
☐	☐	☐	☒	☐	☐	☐	☐

9. ☒	10. ☐	11. ☐	12. ☐	13. ☐	14. ☐	15. ☐	16. ☐
☐	☒	☒	☐	☒	☐	☐	☒
☐	☐	☐	☒	☐	☒	☒	☐

17. ☐	18. ☐	19. ☒	20. ☐	21. ☐
☒	☒	☐	☐	☒
☐	☐	☐	☒	☐

Zu 10.5:

1. ☒	2. ☐	3. ☐	4. ☐	5. ☐	6. ☒	7. ☒	8. ☒
☐	☐	☐	☐	☒	☐	☐	☐
☐	☒	☒	☒	☐	☐	☐	☐

9. ☐	10. ☐	11. ☐	12. ☒	13. ☐	14. ☐	15. ☐	16. ☒
☒	☒	☒	☐	☐	☒	☐	☐
☐	☐	☐	☐	☒	☐	☒	☐

17. ☐	18. ☐	19. ☒	20. ☐	21. ☐	22. ☐
☐	☒	☐	☐	☐	☒
☒	☐	☐	☒	☒	☐

Zu 10.6:

1. ☒	2. ☐	3. ☐	4. ☐	5. ☐	6. ☐	7. ☐	8. ☐
☐	☒	☒	☒	☐	☐	☐	☒
☐	☐	☐	☐	☒	☒	☒	☐

9. ☐	10. ☒	11. ☐	12. ☐	13.a ☒	13.b ☒	13.c ☐	14. ☐
☐	☐	☐	☒	☐	☐	☐	☒
☒	☐	☒	☐	☐	☐	☒	☐

15. ☒	16. ☐	17. ☐	18. ☐	19. ☐	20. ☒	21. ☐	22. ☐
☐	☒	☐	☒	☒	☐	☒	☐
☐	☐	☒	☐	☐	☐	☐	☒

23. ☐	24. ☐	25. ☒
☐	☐	☐
☒	☒	☐

Zu 10.7:

1. ☐	2. ☐	3. ☐	4. ☐	5.a ☒	5.b ☒	5.c ☐	5.d ☐
☐	☒	☒	☒	☐	☐	☒	☒
☒	☐	☐	☐	☐	☐	☐	☐

6. ☐	7. ☐	8. ☐	9. ☒	10. ☐	11. ☐	12. ☐	13. ☐
☒	☒	☐	☐	☒	☐	☐	☒
☐	☐	☒	☐	☐	☒	☒	☐

14. ☐	15. ☐	16. ☐	17. ☒	18. ☐	19. ☒	20. ☐	21. ☐
☐	☒	☒	☐	☒	☐	☒	☐
☒	☐	☐	☐	☐	☐	☐	☒

22. ☐	23. ☐	24. ☐	25. ☐	26. ☐	27. ☐
☐	☐	☒	☐	☐	☒
☒	☒	☐	☒	☒	☐

Zu 10.8:

1. ☐	2. ☐	3. ☐	4. ☐	5. ☒	6. ☐	7. ☐	8. ☒
☒	☐	☐	☐	☐	☒	☒	☐
☐	☒	☒	☒	☐	☐	☐	☐

9. ☐	10. ☐	11.a ☐	11.b ☐	11.c ☒	12. ☐	13. ☐	14. ☒
☐	☐	☒	☐	☐	☐	☒	☐
☒	☒	☐	☒	☐	☒	☐	☐

15. ☐
☒
☐

Zu 10.9:

1. ☐	2. ☒	3. ☐	4. ☐	5. ☒	6. ☐	7. ☐	8. ☒
☐	☐	☒	☒	☐	☐	☒	☐
☒	☐	☐	☐	☐	☒	☐	☐

9. ☐	10. ☐	11. ☐	12. ☒	13. ☐	14. ☐	15. ☐	16. ☐
☒	☐	☐	☐	☒	☒	☒	☐
☐	☒	☒	☐	☐	☐	☐	☒

17. ☐	18. ☒	19. ☐	20. ☐	21. ☐
☐	☐	☐	☐	☐
☒	☐	☒	☒	☒

Literaturverzeichnis

[1] Albrecht, E. u. a.: Endlagerung radioaktiver Rückstände. Bonn: Deutsches Atomforum 1969 (2. Aufl.).

[2] Baatz, H.: Behandlung von radioaktiven Abfällen aus Kernkraftwerken für die Endlagerung. In: Atom + Strom, 4/1976.

[3] Baumgärtner, F.: Sicherheit und Umweltschutz bei der nuklearen Entsorgung. Bonn: Bundesministerium für Forschung und Technologie 1979.

[4] Baumgärtel, G.; Huppert, K.-L.; Merz, E.: Brennstoff aus der Asche. Essen: Verlag W. Giradet 1984.

[5] Bedenig, D.: Gasgekühlte Hochtemperaturreaktoren. München: Karl Thiemig 1972.

[6] Blumentritt, G.; Schwaar, L.: Kerntechnik. Leipzig: VEB-Fachbuchverlag 1979.

[7] Blumentritt, G.; Schwaar, L.: Kerntechnik im Blickpunkt. Leipzig: VEB-Fachbuchverlag 1979.

[8] Braunbek, W.: Grundbegriffe der Kernphysik. München: Karl Thiemig 1971 (3. Aufl.).

[9] Bröker, B.: dtv-Atlas zur Atomphysik. München: Deutscher Taschenbuch Verlag 1976.

[10] Cowan, G. A.: A Natural Fission Reactor. In: Scientific American 1976, 7/36.

[11] Der Bundesminister für Forschung und Technologie (Hrsg.): Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke. Köln: TÜV Rheinland 1979.

[12] Deutscher Bundestag, 11. Wahlperiode: Bericht der Bundesregierung über Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung für das Jahr 1988. Drucksache 11/6144 vom 20.12.89.

[13] Deutsches Atomforum (Hrsg.): Sicherheit und Unfallbeherrschung bei DWR- und SWR-Kernkraftwerken. Bonn: INFORUM Verlags- und Verwaltungsgesellschaft 1987.

[14] Finkelnburg, W.: Einführung in die Atomphysik. Berlin, Heidelberg, New York: Springer Verlag 1967 (12. Aufl.).

[15] Frauenfelder, H.; Henley, E. M.: Teilchen und Kerne. München, Wien: Oldenbourg 1979.

[16] Gerwin, R.: Kernkraft heute und morgen. Stuttgart: Deutsche Verlags-Anstalt 1971.

[17] Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH (Hrsg.): Neuere Erkenntnisse zum Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl. Köln 1987.

[18] Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung mbH (Hrsg.): Zur Sicherheit der Endlagerung radioaktiver Abfälle im Salzbergwerk Asse II. München 1975.

[19] Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung mbH (Hrsg.): Eisenerzbergwerk Konrad – ein zukünftiges Endlager? München 1983 (3. Aufl.).

[20] Graewe, H.: Atomphysik. Köln: Aulis Verlag Deubner & Co 1979 (3. Aufl.).

[21] Gumprecht, D.; Kind, A. (Redaktion): Auswirkungen des Reaktorunfalls in Tschernobyl in der Bundesrepublik Deutschland. Empfehlungen der Strahlenschutzkommission zur Abschätzung, Begrenzung und Bewertung. Stuttgart, New York: Gustav Fischer 1986.

[22] Hahn, O.: Die Nutzbarmachung der Energie der Atomkerne. München: R. Oldenbourg 1950.

[23] Harten, H.-U.; Nägerl, H.; Schulte, H.-D.: Atom- und Kernphysik. Freiburg, Basel, Wien: Herder 1983.

[24] Hauff, V. (Hrsg.): Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke. Eine Untersuchung zu dem durch Störfälle in Kernkraftwerken verursachten Risiko. Köln: Verlag TÜV Rheinland 1979.

[25] Hehn, G.: Das Strahlungsfeld des Reaktors. München: Karl Thiemig 1964.

[26] Hildenbrand, G.: Entsorgung der Kernkraftwerke. In: Siemens-Zeitschrift 4/1976.

[27] Hilscher, H.; Krahn, H.: Atom- und Kernphysik. 3 Grundlagen der Physik des Atomkerns. Tübingen: Deutsches Institut für Fernstudien an der Universität Tübingen 1988.

[28] Höchel, I. u. a.: Der Brennstoffkreislauf. Bonn: Deutsches Atomforum 1972.

[29] Höfling, O.: Physik, Band II, Teil 3. Quanten und Atome. Bonn: Dümmler 1976 (11 Aufl.).

[30] Hosemann, G.; Wirth, E.: Natürliche und künstliche Strahlung in der Umwelt. Eine Bilanz vor und nach Tschernobyl. Erlangen: Universitätsbund Erlangen – Nürnberg 1987.

[31] Huppert, K.-L.; Keller, C.: Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen. In: Bild der Wissenschaft 6/1977.

[32] Jacob, P.; Ziegelmann, H.: Atom- und Kernphysik. 5: Der Reaktorunfall von Tschernobyl und seine Folgen. Tübingen: Deutsches Institut für Fernstudien an der Universität Tübingen 1990.

[33] Keller, C.: Die Geschichte der Radioaktivität. Stuttgart: Wissenschaftliche Verlagsgesellschaft 1982.

[34] Kliefoth, W.: Atomkernreaktor. Bonn. Deutsches Atomforum 1969 (4. Aufl.).

[35] Keller, C.; Möllinger, H. (Hrsg.): Kernbrennstoffkreislauf, Band I. Heidelberg: Dr. Alfred Hüthig Verlag 1978.

[36] Keller, C.; Möllinger, H. (Hrsg.): Kernbrennstoffkreislauf, Band II. Heidelberg: Dr. Alfred Hüthig Verlag 1978.

[37] Kernkraftwerksbetreibende Energieversorgungsunternehmen in der Bundesrepublik Deutschland (Hrsg.): Behandlung radioaktiver Betriebsabfälle aus Kernkraftwerken. Frankfurt 1989.

[38] Kernreaktoren der Natur. In: Bild der Wissenschaft 8/1991, S. 108.

[39] Kiefer, H.; Koelzer, W.: Strahlen und Strahlenschutz. Berlin, Heidelberg, New York, Tokyo: Springer Verlag 1986.

[40] Koelzer, W.: Lexikon zur Kernenergie. Karlsruhe: Kernforschungszentrum 1988 (Neufassung).

[41] Krahn, H.; Ziegelmann, H.: Atom- und Kernphysik. 4 Kernenergie. Tübingen: Deutsches Institut für Fernstudien an der Universität Tübingen 1986.

[42] Kröger, W.; Chakraborty, S.: Tschernobyl und weltweite Konsequenzen. Köln: Verlag TÜV Rheinland 1989.

[43] Lichtenberg, P. (Bearbeiter): Der "Schnelle Brüter" in Kalkar – Beschluß des Bundestages zur Inbetriebnahme. Bonn: Deutscher Bundestag 1983.

[44] Lindackers, K.-H. u. a.: Kernenergie, Nutzen und Risiko. Stuttgart: Deutsche Verlags-Anstalt 1970.

[45] Lindner, H.: Grundriß der Atom- und Kernphysik. Leipzig: VEB Fachbuchverlag 1975 (11. Aufl.).

[46] Michaelis, H.: Kernenergie. München: Deutscher Taschenbuch Verlag 1977.

[47] Michaelis, H.: Handbuch der Kernenergie. Düsseldorf, Wien: ECON 1986.

[48] Minder, W.: Geschichte der Radioaktivität. Berlin, Heidelberg, New York: Springer Verlag 1981.

[49] Münch, E. (Hrsg.): Tatsachen über Kernenergie. Essen: W. Giradet 1980 (2. Aufl.).

[50] Nöding, S.: Die Struktur der Materie. Freiburg, Basel, Wien: Herder 1976.

[51] Physikalisch-Technische Bundesanstalt (Hrsg.): Schachtanlage Konrad. Braunschweig (o. J.).

[52] Pickert, F.-K.; Zech, H.-J.: Brennstoffkreislauf. Bonn: Deutsches Atomforum 1981.

[53] Rassow, I.: Risiken der Kernenergie. Fakten und Zusammenhänge im Lichte des Tschernobyl-Unfalls. Weinheim: VCH-Verlagsgesellschaft 1988.

[54] Rheinisch-Westfälisches Elektrizitätswerk (Hrsg.): Das Minimal-Prinzip. Essen (o. J.).

[55] Rheinisch-Westfälisches Elektrizitätswerk (Hrsg.): Das Millirem-Konzept. Essen 1984 (4. Aufl.).

[56] Rheinisch-Westfälisches Elektrizitätswerk (Hrsg.): Die Abgabe-Minimierung. Essen 1981 (3. Aufl.).

[57] Rysy, W.: Druckwasserreaktor-Kraftwerke. Sicherheitstechnische Auslegung. Erlangen: Siemens AG 1987.

[58] Sauter, E.: Grundlagen des Strahlenschutzes. München: Karl Thiemig 1983 (2.Aufl.).

[59] Schüller, W.: Entsorgung der Kernkraftwerke – eine ökologische Notwendigkeit. In: Umschau in Wissenschaft und Technik 2/1977.

[60] Schuster, G.: Vom Atom zum Atomkraftwerk. Köln, Herford: Maximilian-Verlag 1961 (3. Aufl.).

[61] Seelmann-Eggebert, W. u. a.: Nuklidkarte. Kernforschungszentrum Karlsruhe. München: Gersbach & Sohn Verlag 1981 (5. Aufl.).

[62] Süssmann, G.; Fiebiger, N. (Hrsg.): Atome, Kerne, Elementarteilchen. Frankfurt: Umschau Verlag 1968.

[63] Herrmann, A. G.: Radioaktive Abfälle. Berlin, Heidelberg, New York: Springer Verlag 1983

[64] Vieser, H.: Wohin mit dem Atommüll .... ins Salz, ins Erz? In: Bild der Wissenschaft 4/1988, S.95 - 111.

[65] Vogg, H.: Radioaktivität – heute. Bonn: Deutsches Atomforum 1970.

[66] Voss, S. (Redaktion): Entsorgung radioaktiver Abfälle aus Kernkraftwerken. Hamburg: Hamburgische Electricitäts-Werke AG 1991.

[67] Volkmer, M.: Radioaktivität und Strahlenschutz. Hamburg: Hamburgische Electricitäts-Werke AG 1991 (2. Aufl.).

[68] Volkmer, M.: Die natürliche Strahlenbelastung. Hamburg: Hamburgische Electricitäts-Werke AG 1989 (8. Aufl.).

[69] Weckesser, A.: Betrieb von Kernkraftwerken. München: Karl Thiemig 1969.

[70] Wirtschaftsverband Kernbrennstoff-Kreislauf e. V. (Hrsg.): Der Kernbrennstoffkreislauf. Bonn 1990 (4. Aufl.).

[71] Zech, H.-J.: Kernreaktoren. Bonn: INFORUM Verlags- und Verwaltungs GmbH. 1988.

Außerhalb der alphabetischen Reihenfolge:

[72] Nachtigall, D.: Physikalische Grundlagen für Dosimetrie und Strahlenschutz. München: Karl Thiemig 1971.

[73] Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung (Hrsg.): Plutonium. München 1989.

[74] Gobrecht, H. (Hrsg.): Bergmann-Schäfer, Lehrbuch der Experimentalphysik, Band III Optik. Berlin, New York: Walter de Gruyter 1987 (8. Aufl.).

[75] Keller, C.: Die Natur baute einen Reaktor. In: Bild der Wissenschaft, 12/1975, S. 70 - 76.

[76] Cowan, G. A.: A Natural Fission Reactor. In: Scientific American. 7/1976, S. 36 - 47.

[77] Buttlar, H. v.; Roth, M.: Radioaktivität. Berlin, Heidelberg, New York u. a. 1990.

[78] Aurand, K. et. al. (Hrsg.): Die natürliche Strahlenexposition des Menschen. Stuttgart: Georg Thiemig 1974.

[79] Feinendegen, L. E. et. al.: Strahlenschutz, Radioaktivität und Gesundheit. München: Bayerisches Staatsministerium für Landesentwicklung und Umweltfragen 1985.

[80] Veith, H. M. (Hrsg.): Strahlenschutzverordnung 1989. Köln: Bundesanzeiger Verlagsgesellschaft 1989.

[81] Henk, H. H.: Die zivilisatorisch bedingte Strahlenbelastung. Hamburg: Hamburgische Electricitäts-Werke AG 1986 (5. Aufl.).

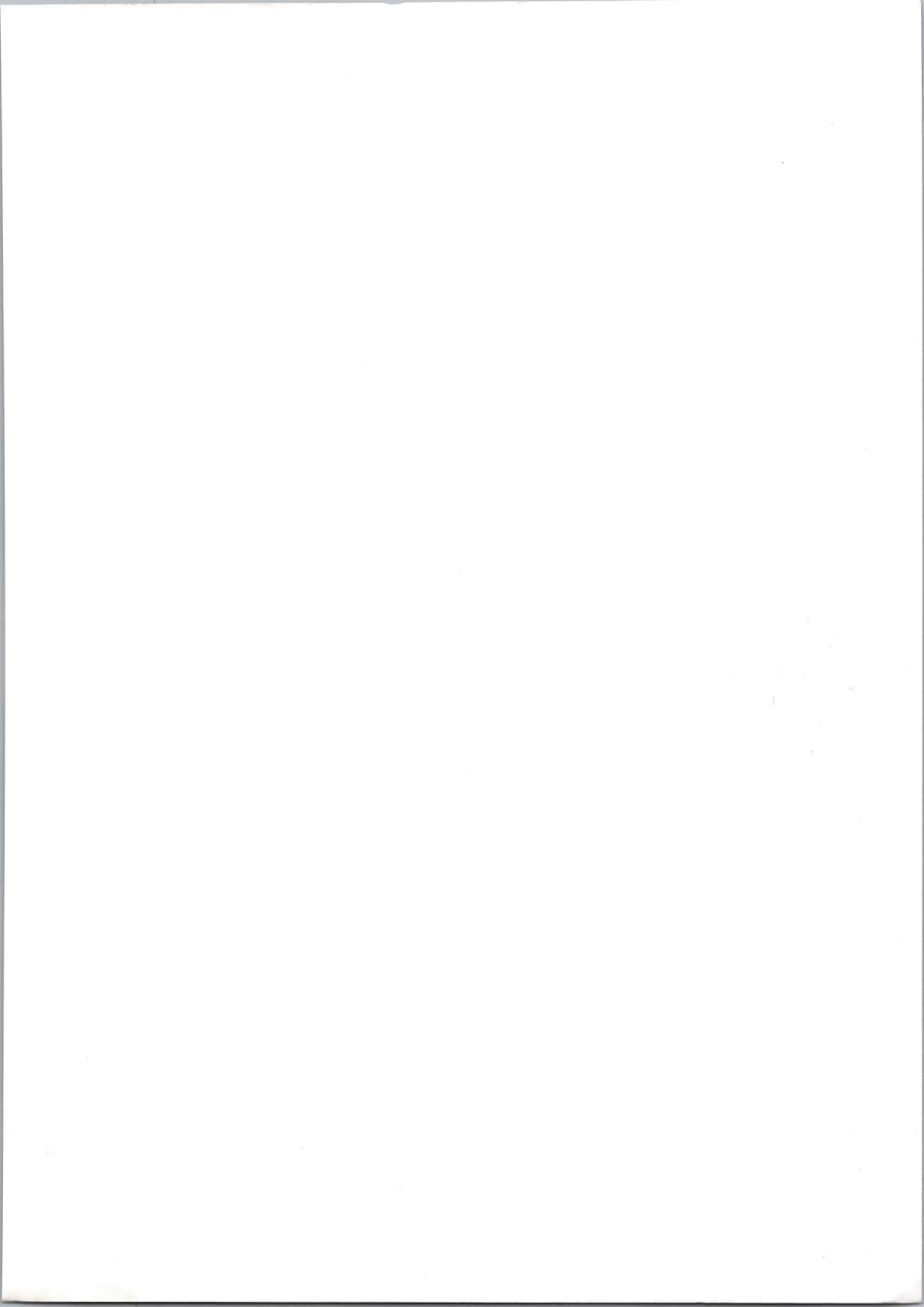
[82] Bunzl, K. et. al.: Radioaktivität und Strahlenfolgen. München: Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung 1986.

[83] Hillerbrand, M.: Kernenergie ist krisensicher, preisgünstig und langfristig verfügbar. In: Standpunkt. München: Siemens AG 1/1992.

[84] Hamburgische Electricitäts-Werke AG (Hrsg.): Entsorgung radioaktiver Abfälle aus Kernkraftwerken. Hamburg 1990.

[85] VGB-Kraftwerkstechnik (Hrsg.): Entsorgung von Kernkraftwerken. Essen 1988.

Sachwort- und Personenverzeichnis



Herausgegeben vom Informationskreis Kernenergie.

